



**HAL**  
open science

# Le séisme, la centrale et la règle : instaurer et maintenir la robustesse des installations nucléaires en France

Mathias Roger

► **To cite this version:**

Mathias Roger. Le séisme, la centrale et la règle : instaurer et maintenir la robustesse des installations nucléaires en France. Génie civil nucléaire. Université Paris Cité, 2020. Français. NNT : 2020UNIP7232 . tel-03414838

**HAL Id: tel-03414838**

**<https://theses.hal.science/tel-03414838>**

Submitted on 4 Nov 2021

**HAL** is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

# Université de Paris

ED 623 Savoirs, Sciences, Éducation

*Centre de recherche médecine, sciences, santé, santé mentale, société (Cermes3) - CNRS  
(UMR 8211)*

## **LE SEISME, LA CENTRALE ET LA REGLE : *INSTAURER ET MAINTENIR LA ROBUSTESSE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES EN FRANCE***

Par Mathias Roger

Thèse de doctorat de Sociologie

Dirigée par Soraya Boudia, professeure des universités,  
Université de Paris

Présentée et soutenue publiquement le 14 décembre 2020

Devant un jury composé de :

Bernadette Bensaude-Vincent, professeure des universités, Université de Paris  
Panthéon-Sorbonne, rapportrice

Myriam Merad, directrice de recherche, Université Paris-Dauphine, rapportrice

Laure Bonnaud, chargée de recherche, INRAE, examinatrice

Dominique Vinck, professeur des universités, Université de Lausanne, examinateur

Claude Gilbert, directeur de recherche émérite, CNRS, examinateur

Olivier Loiseau, chef de service à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire,  
examinateur



Except where otherwise noted, this is work licensed under  
<https://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/3.0/fr/>

Titre : Le séisme, la centrale et la règle : instaurer et maintenir la robustesse des installations nucléaires en France

Résumé :

Cette thèse prend comme point de départ l'étonnement de voir les centrales nucléaires tenir sur la durée. En effet, malgré le vieillissement des installations, malgré l'obsolescence de certains équipements, malgré l'immense évolution des connaissances scientifiques et techniques depuis l'époque où ces technologies ont été développées, malgré des accidents qui ont remis en cause la capacité de prévenir totalement les risques, les centrales nucléaires françaises sont encore debout, encore en fonctionnement et, en 2020, il est plus que jamais question d'étendre leur durée de vie au-delà de leur limite initiale. Ce parcours de vie d'ouvrages industriels dangereux, qui s'étend sur 70 ans, incite à poser la question des risques technologiques sur une temporalité longue et à examiner comment la sécurité de ces installations a pu être construite puis maintenue de sorte à pouvoir fonctionner aussi longtemps. Cette thèse propose d'aborder ce sujet en étudiant l'histoire de la robustesse des installations nucléaires françaises face à la menace sismique. Par une sociologie embarquée et grâce à un accès privilégié aux archives de la sûreté nucléaire en France, ce travail propose une plongée dans le monde des experts, scientifiques et ingénieurs, qui œuvrent depuis 60 ans pour instaurer la robustesse des installations nucléaires en France. Cette instauration se décompose en quatre épisodes qui structurent l'analyse : l'élaboration de la robustesse autour du site nucléaire de Fessenheim, la réalisation de la robustesse à l'échelle industrielle à partir du cas du site de Tricastin, la maintenance de la robustesse face à l'évolution des connaissances et enfin la réparation de la robustesse après l'accident de Fukushima Daiichi. Ce que met en exergue ce travail c'est que la robustesse, loin d'être une donnée objectivable, intrinsèque aux objets, est en réalité une qualité subjective fondée sur une conviction partagée au sein d'une arène spécifique. Dans le cas étudié, cette conviction est entièrement fondée sur une série de conventions d'équivalence (Desrosières, 1993) qui lie entre eux différents modes d'existence du risque : comme sujet politique, comme objet scientifique et comme propriété d'un objet technique. La robustesse dépend alors de la pérennité de ces conventions d'équivalence et le travail des experts peut alors être vu comme celui de mainteneur de leur validité. En étudiant l'élaboration et le maintien de la conviction vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires, ce travail invite à poser un regard nouveau sur les risques en étant attentif à la fois à leur histoire et à leurs multiples modes d'existence.

Mots clefs : Robustesse, sûreté nucléaire, séisme, instauration, maintenance, Fessenheim, Tricastin

Title: The Earthquake, the Power Plant and the Rule: Establishing and Maintaining the French Nuclear Industry Robustness

Abstract:

This thesis starts from the astonishment to see nuclear power plants stand over time. Indeed, despite the aging of power plants, despite the obsolescence of several components, despite the evolution of scientific and technical knowledge, despite accidents which have highlighted the hopelessness to prevent risks definitely, French nuclear power plants are still standing, still in operation and, in 2020, their lifespan is close to be extended. This journey of a risk industry, which spans nearly a century, calls to apprehend the question of technological risks over a long period of time and to ask how safety was designed and then maintained for so long. This thesis proposes to tackle this subject by studying the robustness history of French nuclear power plants against earthquakes. Through an embedded sociology and thanks to privileged access to nuclear safety archives, this work offers an immersion into the world of experts, scientists and engineers, who have worked for 60 years to establish the robustness of nuclear industry. This establishment is distributed into four steps which structure the analysis: the development of robustness around the Fessenheim nuclear site, the achievement of industrial-scale robustness based on the case of Tricastin, maintenance of robustness regarding evolution of knowledge and the repair of robustness after the Fukushima Daiichi accident. What this work shows is that robustness, far from being an objectifiable datum, intrinsic to objects, is actually a subjective quality based on a shared conviction within a specific arena. In our case, this conviction is entirely based on a series of equivalence conventions (Desrosieres, 1993) which link together different risk's modes of existence: as a political subject, as a scientific object and as a technical feature. Robustness then depends on the durability of these equivalence conventions and the work of experts can then be seen as maintenance of their validity. By studying the development and maintenance of conviction in the robust nature of nuclear power plants, this work invites to take a new look at risks while being attentive to both their history and their multiple modes of existence.

Keywords: Robustness, Nuclear Safety, Earthquake, Establishing, Maintenance, Repair, Late industrialism



# Remerciements

Tout d'abord, je tiens à remercier Soraya Boudia, ma directrice de thèse, celle sans qui pas un mot de ce manuscrit ne serait. C'est, en effet, à elle et à sa confiance que je dois ce sujet de thèse, l'accès à ce qu'a été mon terrain d'enquête ainsi que l'envie et l'opportunité même d'effectuer ce travail. Je voudrais également vous remercier pour l'attention bienveillante dont vous avez toujours fait preuve à l'égard de mon travail et pour m'avoir aidé et guidé tout au long de cette aventure.

Merci également à Bernadette Bensaude-Vincent et à Myriam Merad pour avoir accepté la charge de rapportrices et pour l'intérêt qu'elles ont manifesté pour ce travail. Le travail de Bernadette Bensaude-Vincent a aiguillé de façon déterminante ma thèse à un moment crucial du processus d'écriture du manuscrit. Merci également à Laure Bonnaud et Dominique Vinck pour leurs précieux retours lors des réunions du comité de thèse. Merci aussi à Claude Gilbert et Olivier Loiseau de bien vouloir participer au jury de thèse. Je suis comblé d'avoir l'honneur d'être jugé par vous six qui, chacun à votre manière, représentez ce que j'estime le plus dans le monde de la recherche et de l'expertise des risques.

Ensuite, je tiens à remercier tous les agents de l'IRSN qui ont facilité, enrichi et constitué mon enquête de terrain. En premier point, je dois concéder que ce travail est le produit d'une émulsion collective qui a eu lieu au sein du Laboratoire de sciences humaines et sociales de l'IRSN entre le mois de novembre 2014, quand je suis entré en tant qu'étudiant en alternance, et le mois de mars 2020. Pendant ces six années, j'ai vécu une véritable aventure scientifique, technique et humaine qui marque ce travail et marquera à jamais ma vie. Dans cette aventure, je tiens à remercier tout particulièrement Christine Fassert, ma tutrice de thèse au sein de l'IRSN. J'estime que ton suivi a été tout à fait exceptionnel, à la fois par ta disponibilité, par la justesse de tes retours, par ton engagement à mes côtés et par la gentillesse dont tu as toujours fait preuve. Tu as parfaitement su me gérer et m'accompagner en me laissant me tromper d'abord et en m'aidant à me relever ensuite. Je te suis infiniment reconnaissant. Ensuite, je voudrais remercier Olivier Chanton, qui a le don unique en ce monde de pouvoir mettre Niklas Luhmann et la pompe RCV0034NA dans la même phrase. C'est grâce à toi, au raisonnement continu de ton cerveau à ciel ouvert, à ta précision technique et scientifique et à ta culture pléthorique du nucléaire que j'ai pu me socialiser à ce qui était pour moi une tribu exotique. Merci également à François Jeffroy d'avoir tout fait pour faciliter ma vie au sein de l'institut, pour m'avoir fait confiance et pour m'avoir garanti une grande liberté d'action. Merci à toute l'équipe du BERSIN pour l'accueil chaleureux dont chacun a fait preuve. Je tiens à remercier en particulier Christophe Clément et Marc Cushing d'avoir pris le temps de lire mes interminables écrits et de m'avoir inlassablement soutenu, encouragé et aidé. Je voudrais ensuite remercier Oona Scotti, Maria Lancieri, Sébastien Hok, Hervé Jomard et Thomas Chartier d'avoir partagé avec moi leur quotidien, leur passion et leurs réflexions. Ce travail vous doit énormément. Merci également à l'équipe

du CRIS et en particulier Nathalie Doucin pour le temps, le soutien, la gentillesse et la confiance dont vous avez toutes et tous fait preuve à mon égard. Sans vous, ce travail ne ferait même pas mention à l'histoire. Enfin, je voudrais remercier, non sans un pincement au cœur, mes chères collègues, camarades et amis de l'équipe Concernance. Michaël Mangeon, Hélène Faye, Maël Goumri et Gauthier Fontaine. Vous m'avez apporté la joie de vivre et l'envie de venir travailler. Je pense qu'à nous cinq nous avons accompli un phénomène social rare : rendre vie au passé, dans ses moindres détails, par l'exercice d'une passion et d'une folie commune pour les aventuriers français de l'atome, leurs machines et leur sûreté.

Comme tout travail académique, ce manuscrit doit également beaucoup aux divers intervenants du milieu universitaire avec qui des échanges sont venus enrichir en continu ce travail. Parmi eux, je tiens à remercier deux groupes auxquels j'ai eu le privilège d'appartenir : le groupe des doctorants de Soraya Boudia et le groupe des doctorants du nucléaire. Dans cette première troupe, je tiens à remercier Laura Barbier, Justyna Moizard et Lisa Clausmann d'avoir pris la peine, au sens propre, de lire les premières versions de mes chapitres. Dans le deuxième groupe, je voudrais remercier Martin Denoun, Claire Le Renard, Leny Patinaux et Julie Blanck pour leur intérêt, leur générosité et leur bienveillance. Je tiens à réserver une mention spéciale à Ange Pottin qui fait partie des deux groupes et qui représente la relève dans l'étude des choses nucléaires.

La version finale de ce manuscrit doit également beaucoup à l'équipe de relecteurs et relectrices qui ont accepté de relire ces pages. Il s'agit d'Antoine, Fanny, Catherine et Sébastien, Jules, Maël, Lisa, Christine, Ange, Gauthier et Hélène. Je vous suis redevable et très reconnaissant.

À titre personnel, je dois remercier Sophie Kopiloff qui partage ma vie et qui a toujours su trouver les mots pour me redonner du courage dans les moments difficiles, pour m'avoir botté les fesses quand j'en ai eu besoin, pour avoir supporté ma passion débordante et surtout pour enjoliver mon quotidien. Enfin, je tiens à remercier Oscar et Hubert, mes fidèles compagnons, pour n'avoir jamais eu un mot plus haut que l'autre et pour votre soutien inconditionnel.

*À Sophie et Anya*

# Liste des principales abréviations

AEC : Atomic Energy Commission

AIEA : Agence internationale de l'énergie atomique

AS55 : Recommandation antisismique de 1955

ASG : alimentation de secours des générateurs de vapeur

ASN : Autorité de sûreté nucléaire

BCIS : Bureau central international de sismologie

BCSF : Bureau central de sismologie français

BERSSIN : Bureau d'évaluation des risques sismiques pour la sûreté des installations nucléaires

BRGM : Bureau de recherches géologiques et minières

CEA : Commissariat à l'énergie atomique

CNPE : Centrale nucléaire de production d'électricité

CSIA (1960-1968) : Commission de sûreté des installations atomiques

DGSNR : Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection

DSN : Département de sûreté nucléaire (CEA)

DVG : systèmes de ventilation

EAS : circuit d'Aspersion de Secours dans l'enceinte du bâtiment réacteur

ECS : Évaluations complémentaires de sûreté

EDF : Électricité de France

ENSREG : European Nuclear Safety Regulators Group

EPR : European Pressurized Reactor

EPS : Évaluation probabiliste de Sûreté

GAAA : Groupement atomique Alsacienne atlantique

GP : Groupe permanent d'experts

GTSP (1960-1968) : Groupe technique de sûreté des piles

IPGp : Institut de physique du globe de Paris

ICPE : Installations classées pour la Protection de l'Environnement

IPGs : Institut de physique du globe de Strasbourg

IPSN : Institut de protection et de sûreté nucléaire (CEA)

IRSN : Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

MSK : échelle d'intensité macrosismique de Medvedev-Sponheuer-Karnik

ND : Noyau-dur

PGA : Peak Ground Acceleration

PS62-64-69 : Règle parasismique de 1962, 1964 et 1969

REN : Région d'équipement nucléaire (EDF)

REM : Région d'équipement nucléaire de Marseille (EDF)

REP : Réacteur à eau pressurisée

RFS : Règle fondamentale de sûreté

RIS : circuit d'injection de sécurité

SDD : Séisme de dimensionnement

SCSIN : Service central de sûreté des installations nucléaires

SEPTEN : Service des études et projets thermiques et nucléaires (EDF)

SEREP : Service d'évaluation de la sûreté des réacteurs (IPSN)

SFAC : Société des forges et aciéries du Creusot-Loire

SMA : Seismic Margin Assessment

SMHV : Séisme maximal historiquement vraisemblable

SMS : Séisme majoré de sécurité

SND : Séisme Noyau-dur

SSREP : Service de sûreté des réacteurs à eau sous pression (IRSN)

UNGG : Uranium-naturel-graphite-gaz

WENRA : Western European Nuclear Regulators' Association

# Sommaire

<b>Introduction générale .....</b>	<b>11</b>
<i>Etudier les arènes subpolitiques de la gestion des risques technologiques.....</i>	<i>16</i>
<i>Construire une démarche de recherche : d'une sociologie embarquée à une sociologie de laboratoire .....</i>	<i>19</i>
<i>Circonscrire le terrain d'enquête : le choix du risque sismique.....</i>	<i>25</i>
<i>Explorer le terrain d'enquête : une attention aux modes d'existences du risque dans l'industrie .....</i>	<i>30</i>
<i>Le projet de la thèse : étudier l'instauration de la robustesse.....</i>	<i>36</i>
<i>Sources et méthodes .....</i>	<i>43</i>
<i>Organisation de la thèse .....</i>	<i>48</i>
<b>Partie I : Elaborer la robustesse parasismique de l'industrie nucléaire .....</b>	<b>2</b>
Chapitre 1 : Menace naturelle et défis techniques.....	55
1.1. <i>La problématique sismique au début du nucléaire .....</i>	<i>57</i>
1.2. <i>Instaurer la robustesse de Rapsodie : entre bricolage et externalisation .....</i>	<i>67</i>
1.3. <i>Les limites de l'évaluation de l'aléa sismique en France .....</i>	<i>87</i>
1.4. <i>La nécessaire refonte de la robustesse parasismique .....</i>	<i>98</i>
Chapitre 2 : L'instauration de la robustesse parasismique de Fessenheim, entre rationalisation et optimisation industrielle.....	104
2.1. <i>Rationalisation de la robustesse : le processus d'individualisation de l'objet technique .....</i>	<i>105</i>
2.2. <i>Dupliquer et répliquer les centrales nucléaires américaines .....</i>	<i>145</i>
Conclusion de la première partie .....	173
<b>Partie II : Tricastin et la réalisation de la robustesse à échelle industrielle .....</b>	<b>179</b>
Chapitre 3 : Le modèle standardisé de réacteur à l'épreuve des spécificités locales.....	182
3.1. <i>Faire entrer un carré dans un rond : choix des sites et autorisation de construction des installations nucléaires.....</i>	<i>183</i>
3.2. <i>Relocaliser la robustesse: le rapport préliminaire de sûreté .....</i>	<i>212</i>
Chapitre 4 : Changer la robustesse, refaire de la sismologie .....	234
4.1. <i>De la conception à la démonstration de la robustesse : le rapport provisoire de sûreté .....</i>	<i>236</i>
4.2. <i>Surmonter les tensions entre conception et démonstration de la robustesse .....</i>	<i>269</i>
Conclusion de la deuxième partie .....	304
<b>Partie III : Maintenir la robustesse par la marge .....</b>	<b>308</b>
Chapitre 5 : Définir la bonne maintenance : divergences au sein de l'arène subpolitique .....	311
5.1. <i>Inventer la maintenance .....</i>	<i>312</i>
5.2. <i>L'idéal de maintenance à l'épreuve de l'expérience.....</i>	<i>333</i>
Chapitre 6 : La refonte de la chaîne de transformations entre séisme et centrale .....	358
6.1. <i>Satisfaire la vision de la maintenance des experts de l'IPSN.....</i>	<i>359</i>

6.2. Satisfaire la vision de la maintenance des experts d'EDF.....	371
6.3. Le Groupe permanent d'experts ou l'art de la synthèse.....	383
Chapitre 7 : Schisme au sein de l'arène subpolitique et émergence d'une régulation tripartite .....	400
7.1. Quand EDF tente d'imposer sa logique de maintenance .....	401
7.2. Les idées passent mais les mots restent.....	412
7.3. Maintenir le dialogue technique l'exclusion.....	428
Conclusion de la troisième partie .....	442
<b>Partie IV : Réparer la robustesse parasismique pour préparer le futur .....</b>	<b>447</b>
Chapitre 8 : Réparer la robustesse des installations nucléaires après l'accident de Fukushima .....	449
8.1. Des Stress tests aux Évaluations complémentaires de sûreté : mesurer l'ampleur de la fissure	451
<b>8.2. Des ECS au Noyau-dur : élaborer un dispositif de réparation de la robustesse 470</b>	
Chapitre 9 : Extension de la durée de fonctionnement et Noyau-dur : croiser les processus de maintenance	507
9.1. De l'extension de la durée de vie au Noyau-dur : intrication des processus de maintenance.....	509
9.2. L'aléa Noyau-dur et la scientification de la robustesse .....	550
Conclusion de la quatrième partie .....	579
<b>Conclusion Générale .....</b>	<b>583</b>
Instauration.....	584
Ce que l'étude de l'instauration nous dit de la robustesse des installations nucléaires.....	587
<b>Bibliographie.....</b>	<b>591</b>
<b>Annexes .....</b>	<b>601</b>
Annexe 1 : Code de construction parasismique par coefficient sismique .....	601
L'exemple du premier code parasismique français : les « Recommandations AS55 » .....	603
Annexe 2 : Analyse dynamique du comportement d'un bâtiment soumis à une sollicitation sismique	605
Fréquence propre & résonance .....	606
Amortissement.....	609
Effet de balancement et effet de l'utilisation du néoprène.....	609
Claude Plichon et les appuis antisismiques en néoprène .....	610
Annexe 3 : Du sismologue à l'ingénieur : mise en équivalence d'une nocivité sismique .....	613
La nocivité sismique du sismologue .....	613
La nocivité sismique de l'ingénieur.....	618
Annexe 4 : Analyse probabiliste de risque appliquée à la menace sismique.....	629
Annexe 5 : Echecs de l'évaluation des aléas naturels à la centrale de Fukushima Daiichi .....	635

*« Si la science a pour projet de comprendre le monde, la science moderne le soumet à la question de façon telle qu'elle se trouve être aussi en mesure de le contrôler, le maîtriser et l'adapter pour le faire advenir en techniques »  
Dominique Pestre, à contre-science, 2013, p. 48*

# Introduction générale

L'industrie nucléaire française vit un tournant de son histoire qui la conduira soit vers sa fin, soit vers son renouveau ou bien vers un baroud d'honneur. La grande majorité des centrales de production d'électricité qui composent le parc nucléaire français ont été réalisées à marche forcée durant les décennies 1970 et 1980 lors de ce qui reste à ce jour, selon certains historiens, le plus grand programme industriel français de l'Histoire (Debeir *et al.*, 2013; Woronoff, 1994). À l'origine, les réacteurs nucléaires actuellement en service ont été prévus pour fonctionner quarante ans<sup>1</sup>. Entre 2016 et 2028, une majorité de ces réacteurs, 48 sur 58, arrivent à la fin de cette durée de vie. La gestion de cette fin de vie est d'une importance cruciale : avec plus de 70% de l'électricité consommée d'origine nucléaire, c'est tout l'approvisionnement électrique du pays qui est en jeu. Pour combler le déficit énergétique qui s'annonce, plusieurs possibilités ont été envisagées par les gouvernements successifs : premièrement, réduire la part du nucléaire dans le mix énergétique français ; deuxièmement, remplacer les réacteurs existants par de nouveaux réacteurs nucléaires ; troisièmement, prolonger la durée de vie des réacteurs existants au-delà de leur durée de vie initialement prévue ; quatrièmement, réduire la consommation d'énergie. À l'occasion de l'édition de la Programmation pluriannuelle des investissements pour la période 2009-2020, la direction générale de l'Énergie et du Climat du ministère de l'Écologie, de l'Énergie, du Développement durable et de l'Aménagement du territoire a présenté la politique choisie. Celle-ci est fondée sur une « *stratégie de lissage des investissements* »<sup>2</sup> qui prévoit de maintenir les capacités de production électrique dans le temps, tout en uniformisant les coûts annuels de ce maintien jusqu'en 2050. Pour cela, il est d'abord acté de remplacer progressivement les réacteurs nucléaires vieillissants par des réacteurs nouvelle génération (du type de l'*European Pressurized Reactor* plus communément appelé EPR). Dans cette perspective, la décision de construire deux EPR est actée, le premier à Flamanville devant être connecté au réseau en 2012, et le second, sur le site de Penly dont la mise en service est prévue en 2017. Si tout le parc a vocation à être remplacé, pour étaler les investissements dans le temps, la stratégie retenue est de recourir massivement à la prolongation de la durée de vie des réacteurs au-delà de 40 ans, jusqu'à 50 voire 60 ans, comme cela a été fait aux États-Unis<sup>3</sup>. Le rapport de la

---

<sup>1</sup> La durée de fonctionnement à plein régime prise en compte dans la conception des équipements et bâtiments des centrales nucléaires est de 30 ans. Toutefois, en considérant les phases de montée en puissance du réacteur, de fonctionnement en sous-régime, d'arrêt pour rechargement du combustible et d'arrêt pour des travaux de maintenance et d'entretien, cette durée peut être allongée de 10 années supplémentaires.

<sup>2</sup> Direction générale de l'Énergie et du Climat, « Programmation pluriannuelle des investissements de production d'électricité : Période 2009 - 2020 », Rapport au Parlement, ministère de l'Écologie, de l'Énergie, du Développement durable et de l'Aménagement du territoire p.13 (disponible en ligne : <https://www.vie-publique.fr/rapport/30569-la-programmation-pluriannuelle-des-investissements-de-production-delect>) (Consulté le 21/07/2020)

<sup>3</sup> La *United States Nuclear Regulatory Commission*, l'Autorité de sûreté américaine, a déjà accepté la poursuite du fonctionnement de plusieurs réacteurs jusqu'à 50 ans et l'envisage jusqu'à 60 ans, voire même 80 ans (source : USNRC,



Direction générale de l'Énergie et du Climat précise que c'est à l'Autorité de sûreté nucléaire – l'autorité administrative indépendante en charge de la réglementation, du contrôle et de l'information en matière de sûreté nucléaire – que reviendra la tâche, *in fine*, d'accorder ou non, sur des critères exclusivement de sûreté, la prolongation des réacteurs<sup>4</sup>.

Deux ans après l'élaboration de ce plan, en mars 2011, un séisme et un tsunami d'ampleur inattendue frappent la côte est du Japon, mettant en défaut tous les dispositifs de protection de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, occasionnant alors la plus grande catastrophe nucléaire depuis Tchernobyl (1986) et sapant, par la même occasion, la confiance dans les capacités d'assurer la sûreté des installations nucléaires, y compris dans les pays industrialisés. La catastrophe a affaibli la position du nucléaire dans le monde ; certains pays comme l'Allemagne engagent leur sortie du nucléaire. En France, l'élection de François Hollande à la présidence de la République en 2012 s'est accompagnée de l'engagement de réduction de la part du nucléaire à 50% du mix énergétique pour 2025 et de la fermeture des deux réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim, la plus vieille des centrales françaises encore en fonctionnement. Par ailleurs, les nombreux déboires du projet EPR de Flamanville ainsi qu'à d'Olkiluoto en Finlande<sup>5</sup> ont mis fin au projet de construction d'un EPR à Penly et ont renvoyé les concepteurs à leur table à dessin pour engager la conception d'un EPR nouveau modèle, dit EPR-NM ou EPR2, voulu plus simple et plus économique.

Entre juin 2017 et avril 2020, une nouvelle Programmation pluriannuelle de l'énergie est en préparation pour la période 2019-2028<sup>6</sup>. Deux objectifs essentiels y sont inscrits : l'objectif zéro émission de gaz à effet de serre d'ici à 2050 et l'objectif de réduction de la part d'énergie nucléaire dans le mix énergétique français de 71 % à 50%, reculé à 2035<sup>7</sup>. Pour atteindre ce deuxième objectif, il est prévu la fermeture de 14 réacteurs nucléaires d'ici à 2035 dont 2 à 6 d'ici à 2028 ; incluant les deux réacteurs de la centrale de Fessenheim arrêtés au premier semestre 2020<sup>8</sup>. La possibilité de l'arrêt anticipé de quatre réacteurs avant 2035 est conditionnée à la sécurité d'approvisionnement en électricité de la zone européenne et à l'évolution du prix de l'énergie. Il est par ailleurs précisé que, à l'exception des deux réacteurs

---

"From 40 to 60 to 80 years – Lessons Learned and Approach to Subsequent License Renewal in the USA", IAEA, Fourth International Conference on Nuclear Power Plant Life Management, Vienna, 2017)

<sup>4</sup> Direction générale de l'Énergie et du Climat, « Programmation pluriannuelle des investissements de production d'électricité : Période 2009 - 2020 », Rapport au Parlement, ministère de l'Écologie, de l'Énergie, du Développement durable et de l'Aménagement du territoire p.54 (disponible en ligne : <https://www.vie-publique.fr/rapport/30569-la-programmation-pluriannuelle-des-investissements-de-production-delect>) (Consulté le 21/07/2020)

<sup>5</sup> Un EPR est en construction depuis septembre 2005 sur le site d'Olkiluoto, en Finlande, par un consortium industriel rassemblant Areva, le concepteur français de l'EPR, et Siemens. La mise en service était initialement prévue mi-2009. Elle est dorénavant prévue au mieux pour février 2022.

<sup>6</sup> <https://www.ecologique-solidaire.gouv.fr/programmations-pluriannuelles-lenergie-ppe> (Consulté le 19/07/2020).

<sup>7</sup> Ce report est justifié dans le rapport du Ministère de la transition écologique et solidaire de la façon suivante : « L'objectif de 50 % d'électricité d'origine nucléaire dans la production d'électricité en 2025 apparaît impossible à atteindre, sauf à risquer des ruptures dans l'approvisionnement électrique de la France ou à relancer la construction de centrales thermiques à flamme qui serait contraire à nos objectifs de lutte contre le changement climatique » (source : Ministère de la transition écologique et solidaire, « Programmation pluriannuelle de l'énergie : Stratégie française pour l'énergie et le climat - 2019-2023 / 2024-2028 », Rapport de synthèse, p.29 (Disponible en ligne : <https://www.ecologique-solidaire.gouv.fr/programmations-pluriannuelles-lenergie-ppe> Consulté le 19/07/2020).

<sup>8</sup> Ibid., p.28

arrêtés de Fessenheim, les douze autres fermetures seront effectuées à l'échéance des 50 années de fonctionnement, considérée comme le nouveau seuil de rentabilité des réacteurs en service<sup>9</sup>. De ce fait, comme l'ont souligné certaines associations antinucléaires (Greenpeace France et le Réseau « Sortir du nucléaire » notamment), sans le dire explicitement et sous réserve de l'accord de l'Autorité de sûreté nucléaire, la nouvelle Programmation pluriannuelle de l'énergie acte la prolongation de la durée de fonctionnement de quasiment tous les réacteurs nucléaires au-delà de 40 ans, voire au-delà de 50 ans<sup>10</sup>. Cette prolongation est néanmoins conditionnée à la réalisation d'un « Grand Carénage » sur les réacteurs nucléaires à l'occasion de leur visite décennale des 40 ans<sup>11</sup>. Ce Grand Carénage est un programme piloté par Électricité de France (EDF) comprenant « des investissements de renforcement post-Fukushima, des investissements de maintenance et d'adaptation des réacteurs du parc existant en vue du passage des prochaines visites décennales »<sup>12</sup> dont le coût est estimé, par l'exploitant, à 55 milliards d'euros<sup>13</sup>. Par ailleurs, la Programmation pluriannuelle pour l'énergie pointe deux autres sujets d'importance stratégique : le développement d'une

---

<sup>9</sup> À l'origine, le seuil de rentabilité des centrales nucléaires françaises était établi à 30 ans. Toutefois, les investissements importants engagés dans les années 1980 et 1990 pour combler certains défauts génériques de construction et améliorer la sûreté des réacteurs suite aux accidents nucléaires de *Three Miles Island* et Tchernobyl, tout en conservant un prix de l'énergie bas, ont repoussé une première fois ce seuil à 40 ans. De façon analogue, le seuil de rentabilité des centrales nucléaires a été une nouvelle fois repoussé de dix ans pour financer le « Grand Carénage » (source : Cour des comptes, « Les coûts de la filière électronucléaire », Rapport public thématique, janvier 2012 ; disponible en ligne : <https://www.ccomptes.fr/fr/documents/1134> (Consulté le 21/07/2020) & ministère de la transition écologique et solidaire, « Programmation pluriannuelle de l'énergie : Stratégie française pour l'énergie et le climat - 2019-2023 / 2024-2028 », Rapport complet, p.141 (Disponible en ligne : <https://www.ecologique-solidaire.gouv.fr/programmations-pluriannuelles-lenergie-ppe> Consulté le 19/07/2020)).

<sup>10</sup> Le Réseau « Sortir du nucléaire » associé à Greenpeace France ont déposé un recours en annulation à l'encontre de la nouvelle Programmation pluriannuelle de l'énergie pour cette raison (source : <https://www.greenpeace.fr/espace-presse/ppe-le-reseau-sortir-du-nucleaire-et-greenpeace-attaquent-une-decision-lourde-de-consequences-et-prise-bien-a-la-legere/#:~:text=Ce%2022%20juin%2C%20le%20R%C3%A9seau,voire%20au%2Ddel%C3%A0%20de%2050.> ; Consulté le 19/07/2020).

<sup>11</sup> Tous les dix ans, les installations nucléaires françaises subissent une visite décennale qui correspond, à l'origine, à la réalisation d'essais sous pression des tuyauteries nucléaires pour vérifier leur état et leur capacité à fonctionner dix années supplémentaires. Progressivement, ces visites ont été accompagnées de réexamens de sûreté complets des installations, et l'arrêt des réacteurs pour la réalisation des essais sous pression, l'occasion de réaliser des travaux d'entretien, de réparation ou de renforcement de certaines composantes difficilement atteignables durant le fonctionnement de l'installation du fait de la radioactivité ambiante. Voir à ce sujet le livre de Pierre Fournier pour un travail en immersion des opérateurs en milieux radioactifs durant ces visites décennales (Fournier, 2012). C'est à la suite des visites décennales et des réexamens de sûreté associés que l'Autorité de sûreté nucléaire donne son autorisation pour poursuivre le fonctionnement de l'installation pour dix années supplémentaires, jusqu'à la prochaine visite décennale. Le chapitre 5 de ce manuscrit est dédié à l'étude des réexamens de sûreté comme activité de maintenance de la sûreté nucléaire.

<sup>12</sup> Ministère de la Transition écologique et solidaire, « Programmation pluriannuelle de l'énergie : Stratégie française pour l'énergie et le climat - 2019-2023 / 2024-2028 », Rapport complet, p.141 (Disponible en ligne : <https://www.ecologique-solidaire.gouv.fr/programmations-pluriannuelles-lenergie-ppe> Consulté le 19/07/2020).

<sup>13</sup> Le coût du « Grand Carénage » fait l'objet d'une importante controverse. Le chiffre de 55 milliards d'euros est issu de la première estimation produite par EDF en 2011 (45 milliards) auquel est ajouté 10 milliards supplémentaires correspondant aux renforcements de la sûreté faisant suite au retour d'expérience de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi de mars 2011 (source : Cour des comptes, « Les coûts de la filière électronucléaire », Rapport public thématique, janvier 2012 ; disponible en ligne : <https://www.ccomptes.fr/fr/documents/1134> (Consulté le 21/07/2020)). Pour certains experts, le coût actualisé du Grand Carénage serait plutôt de l'ordre 90 milliards d'euros (Cudelou, 2014), tandis que le montant grimpe à 190 milliards d'euros selon un rapport de l'agence d'information et d'études sur l'énergie WISE-Paris commandé par Greenpeace France (source : WISE-PARIS, « L'échéance des 40 ans pour le parc nucléaire français : processus de décision, options de renforcement et coûts associés à une éventuelle prolongation d'exploitation au-delà de 40 ans des réacteurs d'EDF », rapport commandité par Greenpeace France, 22 février 2014 ; disponible en ligne <https://www.greenpeace.fr/espace-presse/rapport-sur-le-nucleaire-exploiter-au-dela-de-40-ans-est-cher-et-risque/> (consulté le 21/07/2020)).

filière efficace de démantèlement des installations nucléaires en France<sup>14</sup> et le développement d'un nouveau modèle de réacteur nucléaire plus petit et plus modulable, le *Small Modular Reactor* (SMR), dont l'avant-projet doit être réalisé pour 2021<sup>15</sup>.

Quel que soit le sort de l'industrie nucléaire en France, une chose est certaine, les centrales existantes sont appelées à fonctionner pour plusieurs années encore. Cette thèse prend comme point de départ l'étonnement de voir les centrales nucléaires tenir dans la durée. En effet, malgré le vieillissement des installations, malgré l'obsolescence de certains équipements, malgré l'immense évolution des connaissances scientifiques et techniques depuis l'époque où ces technologies ont été développées, malgré des accidents qui ont remis en cause la capacité de prévenir totalement les risques majeurs, les centrales nucléaires françaises sont encore debout, encore en fonctionnement, et en 2020, il est plus que jamais question d'étendre leur durée de vie. Conçues dans les années 1960, construites dans les années 1970-1980 et prévues pour être en service jusqu'en 2020-2025, les centrales nucléaires françaises vont fonctionner jusqu'en 2035 et probablement jusqu'en 2050. Ce parcours de vie d'ouvrages industriels dangereux, qui pourrait s'étendre sur près d'un siècle, intime à aborder la question des risques technologiques sur une temporalité longue. D'une manière générale, comme l'a fait remarquer l'historien des techniques David Edgerton avec sa contre-histoire du récit technologique progressiste, l'imaginaire du progrès technologique continu est une illusion transportée par une historiographie attachée aux inventions technologiques et non à leurs usages. Son travail montre que le XX<sup>e</sup> comme le XXI<sup>e</sup> siècle sont nettement plus caractérisés par l'usage, le maintien et la ramification de technologies anciennes plutôt que par l'essor de technologies nouvelles. Sur cette base, il affirme qu'en ce qui concerne les techniques, les sociétés contemporaines sont très majoritairement occupées à maintenir les infrastructures technologiques existantes (Edgerton, 2006). La primauté du « vieux » sur le « nouveau » revient, souvent avec violence, quand les digues cèdent, quand les ponts rompent, quand les réseaux électriques s'effondrent, quand les réseaux ferroviaires se détériorent ou quand les usines explosent. Avec une tout autre perspective, l'anthropologue Kim Fortun qualifie la période actuelle de « *Late industrialism* », une période historique caractérisée par des infrastructures dégradées, des paradigmes épuisés et le bavardage incessant des nouveaux médias (2015). Les infrastructures vieillissantes deviennent alors sources ou vectrices de désordres et de dégâts en tout genre (Anand *et al.*, 2018 ; Graham, 2009).

---

<sup>14</sup> À instar d'autres industries technologiques, les installations nucléaires restent polluantes et dangereuses après l'arrêt de leur fonctionnement et leur déconstruction nécessite des procédés adaptés. Par contre, du fait de la radioactivité imprégnée dans les matériaux constituant les installations nucléaires, leur démantèlement pose des problématiques inédites et soulève de nombreuses incertitudes quant à la durée et au coût de leur réalisation. À ce jour, seules quelques installations de recherche ont été démantelées en France et aucune centrale nucléaire de production d'électricité n'a encore été démantelée complètement dans le monde. Paradoxalement, le démantèlement se présente à la fois comme une contrainte potentiellement très coûteuse et comme une opportunité industrielle pour la France, tant le marché international s'annonce immense (source : Cour des comptes, « Le démantèlement des installations nucléaires et la gestion des déchets radioactifs », rapport au président de la République suivi des réponses des administrations et des organismes intéressés, janvier 2005).

<sup>15</sup> Ibid. p.142-143

La question du maintien en ordre des infrastructures matérielles de l'énergie nucléaire prend un accent particulier au regard des risques qu'elles font peser sur les Hommes et l'environnement. Cette situation invite à appréhender la vie des industries à risques et la vie des risques qu'elles engendrent sur le long terme. Quelles continuités ou quelles discontinuités y a-t-il dans la vie des infrastructures technologiques à risques ? Quels liens y a-t-il entre la conception d'un ouvrage dangereux en 1960, sa réalisation en 1980, sa maintenance pendant 40 ans et son renforcement pour prolonger sa durée de vie en 2020 ? S'agit-il du même objet pris à différentes étapes de sa vie ou au contraire d'objets distincts issus d'activités et d'actions humaines qui se transforment dans le temps ? L'héritage est-il indivisible entre l'infrastructure technologique et les risques qui lui sont associés ou bien peut-on conserver le premier tout en agissant sur le deuxième ? **Enfin, la problématique au cœur de ce travail est de comprendre comment tiennent les installations à risques technologiques, ces infrastructures de la modernité, et sur quelles bases et par qui elles sont jugées suffisamment robustes pour continuer à être utilisées ?**

Pour répondre à ces questionnements, ce travail analyse un ensemble d'activités réunies sous une bannière unique, la sûreté nucléaire<sup>16</sup>. Cette dernière est définie dans la loi comme « l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base, ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets »<sup>17</sup>. Elle joue un rôle crucial dans la période charnière que vit actuellement l'industrie nucléaire en France. De la mise en service des nouveaux réacteurs à l'autorisation de prolongation de la durée de vie des anciens, en passant par l'organisation du démantèlement des installations, chaque décision est suspendue à une démonstration de sûreté. Ainsi, depuis l'année 2016, le président de l'Autorité de sûreté nucléaire n'a de cesse de rappeler que « la France fait face à des enjeux de sûreté sans précédent »<sup>18</sup>. Ce dont il est question dans ce travail est d'analyser comment ces enjeux de sûreté ont été traités tout au long du développement du programme nucléaire français, à la fois dans l'activité de conception des installations, dans l'édiction des règles et normes d'évaluation de sûreté ainsi que dans la maintenance de ces installations dans la durée. Pris dans un même mouvement analytique, ces différents moments constituent ce que j'appelle la robustesse des installations nucléaires dont l'étude

---

<sup>16</sup> Dans ce manuscrit de thèse, la distinction entre sécurité et sûreté ne suivra pas les positions communément admises par les acteurs de la gestion des risques technologiques, à savoir : dans l'industrie nucléaire, la sécurité est le domaine de la prévention de la malveillance et la sûreté le domaine qui concerne la fiabilité de l'outil industriel et sa protection contre les agressions internes et externes d'origine non-humaines ; pour l'industrie conventionnelle, la distinction est symétriquement opposée.

<sup>17</sup> Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, dite loi TSN, titre Ier, Article 1.

<sup>18</sup> [https://www.lepoint.fr/societe/asn-le-nucleaire-francais-face-a-des-enjeux-sans-precedent-05-04-2016-2030072\\_23.php](https://www.lepoint.fr/societe/asn-le-nucleaire-francais-face-a-des-enjeux-sans-precedent-05-04-2016-2030072_23.php) ; [https://www.lemonde.fr/planete/article/2017/01/18/la-france-face-a-des-enjeux-de-surete-nucleaire-sans-precedent\\_5064901\\_3244.html](https://www.lemonde.fr/planete/article/2017/01/18/la-france-face-a-des-enjeux-de-surete-nucleaire-sans-precedent_5064901_3244.html) ; <https://www.ouest-france.fr/environnement/nucleaire/la-surete-nucleaire-face-des-enjeux-sans-precedent-4807413> (Consulté le 21/07/2020)

est au cœur de ce travail. Je reviendrai de manière plus détaillée par la suite sur la définition de cette notion et ce que signifie son étude.

Avant cela, je souhaiterais situer le travail mené par rapport au champ de l'étude des risques en France par les Sciences sociales (SHS) et expliciter le vide dans la littérature en SHS qu'il a cherché à combler. Je préciserai ensuite comment le sujet de la thèse et la démarche de recherche mise en œuvre se sont construits progressivement dans un va-et-vient entre mes deux rattachements : institutionnel et académique. D'une part, ce travail a été réalisé depuis l'intérieur d'un des organismes impliqués de manière centrale dans les questions de sûreté nucléaire, ce qui a permis d'obtenir un accès privilégié aux acteurs, à leur quotidien, à leur matériau ainsi qu'aux archives de l'histoire du programme nucléaire civil en France. D'autre part, des lectures et des rencontres académiques m'ont permis d'élaborer un cadre d'analyse et de conduire une enquête approfondie au sein du monde nucléaire, dont les résultats, je l'espère, informent plus généralement sur la construction de la robustesse des technologies à risques en général.

## **Étudier les arènes subpolitiques de la gestion des risques technologiques**

Dans le nucléaire comme dans d'autres secteurs, la gestion des risques technologiques prend place dans des espaces confinés impliquant souvent, en dehors des périodes de grandes controverses, d'accidents ou de crises, un nombre limité d'acteurs scientifiques, ingénieurs, industriels, administratifs et politiques. Pour autant, il ne s'agit pas d'espaces consensuels ou pacifiés, mais de véritables *arènes* au sens conféré par Erik Neveu à cette notion :

*« On définira une arène comme un système organisé d'institutions, de procédures et d'acteurs dans lequel des forces sociales peuvent se faire entendre, utiliser leurs ressources pour obtenir des réponses – décisions, budgets, lois – aux problèmes qu'elles soulèvent. Deux éléments sont à souligner. Une arène est un espace de mise en visibilité et de traitement d'un dossier considéré comme problème social. Les arènes reposent sur des processus de conversion de ressources. Investir dans une arène, c'est y viser, à l'issue du processus des gains, l'acquisition de ressources ou de pouvoirs dont on ne disposait pas au début » (Neveu, 2015, p. 16)*

Ainsi définie, l'arène intègre une organisation propre avec différents intervenants institutionnels selon une logique particulière de régulation des interactions et où s'affrontent des intérêts et des points de vue divergents, dans le but d'une acquisition de pouvoirs ou de ressources. Dans le cas de la gestion de la sûreté des installations nucléaires, plusieurs acteurs ont accès à l'arène. Tout d'abord les exploitants d'installations nucléaires : il s'agit d'EDF pour les centrales de production d'électricité, d'Orano (anciennement AREVA) pour les

installations du cycle du combustible<sup>19</sup>, de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA), du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) pour les installations expérimentales de recherche ou à destination militaire, ou encore des différents laboratoires, hôpitaux et usines qui utilisent des matières radioactives. Ensuite, il y a l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), l'institution en charge de l'expertise en matière de risque nucléaire<sup>20</sup> et appui technique aux décisions de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). Historiquement, la régulation des interactions entre les différents acteurs au sein de cette arène est fondée sur le dialogue et caractérisée par un cadre réglementaire très souple, comme l'ont mis en évidence les travaux en histoire et en sciences de gestion (Foasso, 2003 ; Mangeon, 2018). Ce mode de régulation des risques repose sur la recherche de consensus technico-industriels entre les différents acteurs voulant à la fois maîtriser les risques et les coûts du programme nucléaire. Nonobstant cette volonté, les relations entre les différents acteurs sont loin d'être toujours pacifiées et la construction de positions consensuelles peut s'avérer être une tâche particulièrement laborieuse.

Ulrich Beck, dans son ouvrage séminal, *La société du risque*, qualifie ce type d'arène, « d'arène subpolitique » (1986). Cette notion désigne précisément le lieu de développement des politiques de gestion des risques dans la société du risque, qui ne seraient plus le lieu habituel de gestation du politique (gouvernement, parlement, référendum, etc.), mais des lieux annexes, décentralisés et plus proches des activités qui génèrent les risques (l'hôpital, le laboratoire, l'entreprise, etc.). Il s'agit de « lieux qui ne sont pas traditionnellement considérés comme politiques » (Bourg et al., 2013, p.11), mais qui pourtant sont les lieux centraux où se déterminent les futurs milieux d'existence de l'humanité par la définition du cadre d'utilisation et de développement des technosciences (Pestre, 2014), qu'il s'agisse de nucléaire, de biotechnologie ou encore de géo-ingénierie. Ces arènes subpolitiques prennent des formes très variées selon les domaines, existent à différentes échelles et agissent à différents niveaux. La gestion des risques peut effectivement être divisée entre la définition des normes et standards pour la détermination des seuils de pollution ou d'exposition individuelle aux matières dangereuses qui se sont largement développés dans des réseaux internationaux d'expertise (Boudia, 2007 ; Boudia & Henry, 2015 ; Jas, 2014) ; la construction des méthodes d'analyse des risques développées aux États-Unis au sein d'arènes mixtes entre des industriels, des services fédéraux et des *think tanks* (Boudia & Demortain, 2014 ; Jasanoff, 2009b) ; l'essor et l'usage de la théorie de la décision (Merad, 2010) pour mettre en balance coût et bénéfice de la sécurité (Boudia, 2014 ; Dahan & Pestre, 2004) ; le

---

<sup>19</sup> La fabrication du combustible, son irradiation en réacteur puis la gestion du combustible usé constituent le cycle du combustible. De manière conventionnelle, le cycle débute avec l'extraction du minerai d'uranium et s'achève avec le stockage des combustibles usés ou celui des divers déchets radioactifs provenant de leur traitement et le recyclage des matières valorisables issues de ce traitement.

<sup>20</sup> Traditionnellement, le risque nucléaire est divisé en deux catégories : la sûreté et la radioprotection. Cette dernière s'intéresse aux effets des radiations sur les hommes et l'environnement, et veille ainsi à la santé des travailleurs, des populations et de l'environnement. La sûreté nucléaire s'intéresse, quant à elle, à la sécurité des installations à risque nucléaire, qu'il s'agisse des usines d'enrichissement de l'uranium, des centrales de production d'électricité, des laboratoires, des hôpitaux ou des centres de stockage des déchets.

contrôle de l'application des règles et normes par le travail des inspecteurs intégrés dans des directions régionales des services de l'État (Bonnaud, 2002, 2005) et jusque dans la maintenance des outils industriels (Bourrier, 1998) et la gestion de la sécurité au quotidien dans les usines dangereuses (Fournier, 2012 ; Perin, 2006).

Malgré les nombreux travaux de recherche disponibles, notamment depuis le début des années 2000<sup>21</sup>, l'étude des risques et en particulier des risques technologiques en France depuis l'intérieur des arènes subpolitiques est insuffisamment développée. Dans un article de 2005, Yannick Barthes et Claude Gilbert remarquent que la communauté des SHS s'est effectivement structurée autour d'un nombre limité de questionnements sur le risque et l'expertise, créant de grandes catégories interprétatives qui ne sont plus questionnées et qui tendent à devenir hégémoniques. Selon les auteurs, les recherches sur l'expertise scientifique et la gestion des risques ont tendance à s'enliser dans « *un sentier de dépendance intellectuel* » (Barthe & Gilbert, 2005, p. 46) qui s'enracine autour de questions devenues classiques : les experts sont-ils indépendants ? L'expertise scientifique est-elle vraiment neutre ? Y a-t-il un mouvement de politisation de la science dans la société ? Et à l'inverse, faut-il y voir une tendance de scientification de la politique ? Cette focalisation autour d'un nombre limité de questions a conduit à une multiplication d'études normalisées autour d'une évaluation systématisée de l'écart entre des situations observées et une « *vision idéalisée considérée le plus souvent comme allant de soi* » de ce que devrait être la science et l'expertise (Barthe & Gilbert, 2005, p. 45). Les deux chercheurs appellent alors à conduire des études considérant, *a priori*, les situations d'expertise comme des situations hybrides et impures. Ils proposent de procéder en deux temps. D'abord, analyser les processus d'accommodation des impuretés dans la pratique d'expertises en revenant sur le rôle de la prise en compte des effets pratiques, sur des situations concrètes, dans la construction des compromis. Ensuite, étudier le processus de purification *ex post* mis en œuvre par les acteurs eux-mêmes pour invisibiliser le premier processus et persister à faire apparaître, de l'extérieur, leurs espaces d'action comme purs de tout compromis, légitimes scientifiquement et neutres politiquement.

En 2013, huit ans après ce premier constat, Claude Gilbert renouvelle son appel dans un chapitre d'un ouvrage collectif qui jalonne la trajectoire des SHS dans le domaine des risques (2013). Il regrette en particulier que :

« À trop s'éloigner de certaines réalités, les SHS renoncent donc à se situer au plus près des activités et phénomènes dangereux et à analyser la sécurité telle qu'elle est, telle qu'elle se pratique sans souci normatif préalable. De fait, un certain nombre de réalités sont devenues de véritables « boîtes noires » [...] Que sait-on vraiment aujourd'hui sur ce qui se passe dans les grandes installations industrielles, les grands réseaux et même dans les laboratoires de recherche ? » (Gilbert, 2013, p. 228-229)

---

<sup>21</sup> En particulier entre 2000 et 2008, un Groupement d'intérêt scientifique (GIS) consacré aux risques collectifs et aux situations de crise a été en activité avec l'ambition de constituer un pôle de référence sur ces questions. Voir les différents numéros des Cahiers du GIS (source : <http://temis.documentation.developpement-durable.gouv.fr/document.html?id=Temis-0086748> ; consulté le 10/10/2020).

La raison qui explique ce constat tient en partie au fait que l'étude des arènes subpolitiques est généralement rendue difficile par le caractère hautement technique et scientifique des sujets traités (Joly, 2005), ainsi que par la difficulté d'accès à ces espaces (Bourrier, 2010). Sur ce dernier point, l'accident nucléaire survenu à la centrale de Fukushima Daiichi en mars 2011, à l'instar d'autres accidents comme celui de la navette Challenger (Vaughan, 1997), a ouvert une opportunité pour accéder aux arènes subpolitiques du nucléaire. Ce fut notamment le cas avec un programme de recherche, en collaboration entre des acteurs du nucléaire et des acteurs académiques, lancé en 2013 et qui a offert l'opportunité à trois doctorants de SHS d'intégrer l'IRSN pour y réaliser un travail portant sur la thématique générale de « la gouvernance des risques »<sup>22</sup>.

## **Construire une démarche de recherche : d'une sociologie embarquée à une sociologie de laboratoire**

Ce travail de thèse a été réalisé au sein du laboratoire de sciences humaines et sociales de l'IRSN. Il a été financé dans le cadre du programme AGORAS (Amélioration de la gouvernance des organisations et des réseaux d'acteurs pour la sûreté nucléaire) mené par Orano (anciennement AEVA), l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), l'École des Mines de Nantes (maintenant IMT Atlantique), Sciences Po Paris et l'Université Paris Descartes. Le point de départ posé par le projet ANR AGORAS est que la catastrophe de Fukushima interroge en profondeur les principes sur lesquels la sûreté nucléaire s'est construite, tant du point de vue des pratiques des acteurs concernés que des connaissances qu'ils mobilisent (expertise). La principale originalité du projet est de considérer que la sûreté nucléaire ne se gère pas uniquement au sein de chacune des organisations qui en ont la charge (concepteurs, exploitants, IRSN et ASN), mais qu'elle est coproduite par les interactions que ces organisations entretiennent dans un « écosystème de sûreté ». À l'origine, ce projet de thèse, tel qu'il était formulé par l'IRSN, avait pour objectif d'analyser l'incidence de l'accident de Fukushima sur la gouvernance des risques nucléaires en France. Le sujet a été profondément revu et a évolué au fur et à mesure de la découverte du terrain et de différentes lectures.

Le travail de recherche que j'ai réalisé s'inscrit dans ce qui est désormais qualifié de sociologie embarquée par analogie avec une forme de journalisme embarqué qui s'est développée à

---

<sup>22</sup> Il s'agit du programme AGORAS, pour Amélioration de la gouvernance des organisations et des réseaux d'acteurs pour la sûreté nucléaire. Il a fait suite à un appel d'offres de l'Agence nationale pour la recherche qui visait à faire contribuer les Sciences humaines et sociales au retour d'expérience, pour la France, de la catastrophe japonaise notamment sur les thématiques de la gouvernance des risques, la prévention des accidents, mais également la gestion des crises et de la phase post-accidentelle. AGORAS est issu d'une collaboration entre Orano (anciennement AREVA), l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), l'École des Mines de Nantes (maintenant IMT Atlantique), Sciences Po Paris et l'Université Paris Descartes.



partir de la guerre du Vietnam pour suivre le « théâtre des opérations ». Ce type de journalisme a ceci de particulier qu'il troque une partie de sa liberté d'expression contre un accès privilégié au terrain d'enquête. En effet, pour accepter de se faire suivre par un journaliste, le militaire impose une déontologie toute particulière en matière de divulgation d'informations sensibles. Une déontologie courante est celle de l'anonymisation des soldats qui ne diffère en rien avec une déontologie plus générale de l'enquête. Une autre forme de déontologie toute particulière au journalisme embarqué est celle de ne pas divulguer des informations stratégiques, lieu et date de mission, nombre de morts, coûts des opérations, tactiques de combat, faiblesses éventuelles de la défense, etc. En théorie, la liste des informations sensibles est en quelque sorte infinie, car très relative. En fonction du contexte, une information peut être ou non stratégique et c'est alors à l'hôte de sélectionner ce qu'il juge comme sensible ou non. C'est là que l'on voit poindre le risque d'une censure de l'enquête embarquée par les responsables du terrain qui l'accueillent. Aux États-Unis, où ces questionnements ont émergé en premier, et ont de ce fait créé une forme de jurisprudence en la matière, le journaliste et son travail sont couverts par le principe du *free speech*, de la liberté de la presse, qui est intégré au premier amendement de la constitution américaine. Ainsi, un troisième type d'acteur s'immisce dans la relation, le juriste. Dans cette relation tripartite, la frontière qui sépare censure et liberté inconsiderée est un objet surveillé. Toutefois, l'équilibre entre les deux pôles est fluctuant et fragile. Après le 11 septembre 2001, dit par exemple Mathilde Bourrier, l'équilibre a brutalement basculé suite aux nouvelles lois antiterroristes, rendant d'une part la censure plus présente et d'autre part l'accès au terrain plus difficile, mettant un temps d'arrêt à la pratique même du journalisme embarqué (2010, p. 32).

La sociologie embarquée peut être confrontée à des problématiques similaires à celles de cette forme particulière de journalisme. En particulier, certains terrains, notamment dans les industries à risques, ne sont pas accessibles librement à la recherche en sciences sociales pour des raisons de sécurité ou de gestion de l'image. L'accès à ces terrains s'effectue de deux façons. Soit de manière clandestine, en se faisant embaucher comme ouvrier à l'instar de ce que Pierre Fournier a réalisé en intégrant les équipes d'entretien des centrales nucléaires (2012). Dans le cas présent, le haut niveau de qualification requise à l'embauche au sein de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté est un frein important à ce type de stratégie. Soit en y étant invité, c'est-à-dire en répondant à une demande explicite émanant de l'intérieur et favorisant le modèle de la recherche-action aux dépens d'une recherche « pure » où le chercheur définit lui-même son questionnement et les moyens d'y répondre (Bourrier, 2010, p. 29). Par ailleurs, il faut préciser que ce mode de fonctionnement tend à s'universaliser, les financements de recherche étant désormais, dans une large part, issus de financements d'industriels désireux d'explorer tel ou tel problème, mais pas tel autre. Comme le soulève Bourrier : « *Aujourd'hui, on a de moins en moins le choix entre une pauvreté de moyens pour une assez grande liberté dans les options de recherche et un financement assuré pour une recherche dirigée* » (2010, p. 34).

Cette position particulière du chercheur embarqué n'est pas sans incidence sur l'enquête et les résultats qu'il est susceptible d'obtenir. D'une part, le chercheur se trouve dans une position intermédiaire, à mi-chemin de la prestation de consulting où il peut se retrouver très tôt dans le processus de recherche à devoir justifier et négocier le cadre de son enquête. Par là, il doit rapidement donner de la visibilité sur les terrains qu'il envisage, sur le type de discours qu'il sera susceptible de produire, sur ses questionnements et même sur les résultats attendus. De ce fait, la démarche de maturation d'un questionnement de recherche au bout d'une longue période exploratoire de mise en relation d'une littérature scientifique et du terrain est très contrainte, puisqu'il s'agit très tôt dans le processus de montrer que l'on a mis en place une démarche de recherche pour répondre à une question préétablie. La phase essentielle de la reformulation sociologique de la commande de départ est abolie au profit d'une recherche qui ne vise en première instance qu'à ajouter une caution sociologique à une position défendue stratégiquement par des acteurs internes, qui ont réussi à regrouper les fonds nécessaires à sa construction.

Une autre conséquence moins prévisible de ce genre de recherche tient à l'influence du positionnement officiel de l'enquêteur sur son terrain. En effet, pris dans le jeu social de l'entreprise, la position du chercheur comme extérieur à toute lutte interne est compromise. Le caractère souvent flou ou mal compris d'une pratique de recherche en sciences sociales au sein d'institutions, qui semble pour beaucoup d'acteurs plus politiques que scientifiques, peut impacter fortement l'accès aux données et le type de données. Quel intérêt pourrait avoir une personne à dévoiler sa stratégie interne à d'autres personnes de son entreprise ? Cet aspect peut avoir des conséquences très directes sur l'accès au terrain, en limiter la dimension, voire l'annuler ou l'orienter au gré des fluctuations du jeu politique interne. Le chercheur est alors contraint de négocier son accès au terrain de façon quasi continue.

La singularité des contraintes de la recherche embarquée, qui tend à devenir la norme dans de nombreux secteurs, est remise en cause par certains travaux. Dans un numéro spécial de la revue *Socio-anthropologie* sur la thématique de l'embarquement, plusieurs auteurs ont en effet replacé l'embarquement par rapport à différents modes d'engagement et finalement au questionnement plus général du lien de l'enquêteur à son terrain (Dubey, 2013). Dans la contribution de Baptiste Monsaingeon par exemple, le triple engagement du chercheur (engagement militant, engagement auprès de son financeur et engagement auprès de la communauté académique) induit un triple lot de contraintes et d'influences sur la recherche (2013). La multiplication des formes d'engagement répond en réalité à une nécessité méthodologique pour « *demeurer au plus près de ceux qui travaillent, conçoivent, inventent, combattent, souffrent au sein des organisations modernes* » (Bourrier, 2013, p. 31). On peut dès lors questionner l'intérêt de poser la question de l'embarquement dans des termes différents de celle de l'engagement auprès d'autres publics. Il n'en demeure pas moins que l'engagement, comme l'embarquement, débouche sur la production de connaissances ancrées dans le local (Glaser & Strauss, 1967). Apparaît alors la nécessité de préciser d'où le

chercheur parle, à quel public il destine son travail et de quelle manière cet ancrage local influe sur les formes de montée en généralité qu'il opère.

Dans le cas de ce travail, le passage de la commande de thèse à la problématique de thèse a été effectué en deux temps, montrant l'incidence du double engagement, institutionnel et académique.

Tout d'abord, l'engagement institutionnel. La position du doctorant, dont les écrits sont soumis à la relecture de ses supérieurs, contraint en partie le discours du sociologue. En pratique, les difficultés du sociologue au sein de l'IRSN, qui a une longue tradition d'encadrement de thèses<sup>23</sup>, portaient principalement sur le statut épistémologique de la preuve dans les sciences sociales. En étudiant directement l'expertise en sûreté nucléaire, les erreurs factuelles venaient se mélanger avec les tentatives de démonstration sociale et jouaient en leur défaveur, entraînant de fait des remises en question non seulement des capacités du chercheur, mais de la sociologie dans son ensemble pour apporter des analyses pertinentes sur des sujets techniques qu'elle est incapable de maîtriser. Ainsi, pour moi, avoir la validation des aspects techniques a été un gage pour aborder plus sereinement les questions de la problématique et de l'objet de recherche. La maîtrise du langage et des aspects techniques a été un point essentiel pour être reconnu comme un membre initié, ce qui a déjà été soulevé comme pouvant être, dans certains cas, un impératif de l'enquête (Gardien, 2013). Pour cela, de nombreuses formations techniques ont été menées, en particulier :

- « Step 1 : introduction à l'expertise », Université interne de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, 30 janvier - 1er février 2017 (3j)
- « Immersion en centrale nucléaire », CNPE de Fessenheim, 24 - 28 avril 2017 (5j)
- « Sûreté des réacteurs à eau sous pression », Institut national des sciences & techniques nucléaires, Saclay, 15-19 mai 2017 (5j)
- « Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident and EU Stress Tests », European Nuclear Safety Training and Tutoring Institute, 4 - 8 décembre 2017 (5j)
- Session plénière du Projet Synaps@<sup>24</sup>, 9 au 10 novembre 2017 (3j)
- « Nucléaire : les avancées dans la maîtrise du risque sismique », SFEN, 23 novembre 2017 (1j)
- « Congrès des doctorants », Institut de physique du globe, 26 - 30 mars 2018 (4j)

Au-delà de ces formations et séminaires techniques, c'est l'intégration au quotidien des groupes d'experts de l'IRSN qui a été déterminante. Une fois sociabilisés à leur milieu, les experts, ingénieurs et scientifiques, sont devenus une ressource bienveillante et disponible en continu tout au long du projet de recherche pour questionner autant les aspects techniques, scientifiques et politiques de leur travail. À plusieurs reprises, mon travail a fait

---

<sup>23</sup> Il y a environ 90 thèses qui sont lancées chaque année à l'IRSN sur des sujets très variés, comme les maladies du béton, la simulation de la propagation des ondes sismiques dans un sol hétérogène, la migration des radionucléides dans l'environnement, l'effet des radiations sur les êtres vivants ou encore la reine de toutes les matières, la neutronique. Pour 1700 employés, l'IRSN compte 180 doctorants.

<sup>24</sup> Le projet Synaps@, pour « Séisme et Installations nucléaires, Améliorer et Pérenniser la Sûreté » est l'équivalent du projet AGORAS sur la thématique spécifique de la prise en compte du phénomène sismique pour la sûreté des centrales nucléaires. <https://www.institut-seism.fr/projets/sinaps/>, consulté le 23/09/2019).

l'objet de présentations devant des groupes d'experts donnant lieu à des discussions. Plus encore, les liens noués ont ouvert sur de nombreux entretiens informels et diverses pauses-café au cours desquels mon étude et le questionnement qu'il pose sur leur travail quotidien ont pu être discutés. L'intégration au club de football de l'IRSN-CEA, dont j'ai été membre pendant toute la durée de l'immersion et même président une année, a également été un point déterminant pour entretenir des liens de confiance et d'amitié avec certains experts. Bref, c'est l'intégration à la vie de laboratoire, telle que la décrivaient déjà Bruno Latour et Steve Woolgar en 1979, qui a permis d'accéder au quotidien des experts et à l'intimité de leurs pratiques (Latour & Woolgar, 1979). Toutefois, comme le soulignaient les deux auteurs, pour être accepté dans leur quotidien, le chercheur en SHS doit se montrer utile. Cette nécessité a engendré un deuxième mouvement essentiel à la structuration de ce sujet de thèse, l'orientation vers le travail historique.

Les trois thèses du projet AGORAS conduites à l'IRSN se sont orientées vers la même matière, les archives de l'IRSN. Ce choix vient en partie de la découverte d'un centre d'archives aussi riche qu'inexploité, couvrant toute la période du nucléaire. L'archive, dont l'accès a été facilité par ma position d'agent de l'Institut, a l'avantage d'être moins contraignante et moins suspicieuse que l'humain, ce qui est un contact rassurant lorsque l'on débute un travail sur un sujet technique dont on ne maîtrise pas les ressorts. Par ailleurs, les archives de l'Institut ont vite révélé une deuxième qualité pour faciliter grandement la prise en main des sujets par le chercheur. La sûreté nucléaire, en tant qu'activité de régulation des risques induits par l'exploitation de l'énergie atomique, relève d'une certaine forme de bureaucratie technique (Benamouzig & Besançon, 2005). L'expertise est de ce fait très procéduralisée, codifiée et génère une somme considérable de papiers. Ces caractéristiques font que le lecteur novice se retrouve rapidement submergé par la masse documentaire, perdu dans les différentes étapes de la démarche d'instruction et candide face aux enjeux implicitement présents. Les boîtes d'archives de la décennie 1970 avaient l'énorme avantage de réunir en leur sein tous les aspects entourant une décision : les comptes-rendus de réunions, les relevés de discussions, les décisions et rapports finaux, mais aussi toute la documentation technique support à ces décisions ainsi que certains échanges épistolaires entre responsables de différents acteurs institutionnels de l'arène subpolitique. Il y avait donc un intérêt certain à débiter l'enquête par cette source de données déjà structurée.

Rapidement, l'approche historique s'est avérée pertinente et utile aux yeux des cadres et experts de l'Institut. Elle a été d'autant plus facile à défendre que nous étions trois doctorants pour la représenter. Le travail des doctorants du projet AGORAS fut perçu comme une vaste entreprise d'étude sociohistorique de l'IRSN et de la sûreté nucléaire. Le regroupement de nos travaux sous cette bannière a largement facilité par la suite la défense de l'utilité et de l'intérêt de nos recherches et de la façon dont on souhaitait les conduire. Cet attrait pour l'histoire par les cadres et les experts de l'IRSN peut se comprendre de deux façons. La première tient au fait que l'IRSN est encore un institut où les acteurs font toute leur carrière et qu'un renouvellement assez massif du personnel a eu lieu au tournant des années 2010.

De ce fait, les « anciens » voient d'un très bon œil nos travaux pour passer le témoin aux nouveaux arrivants. La deuxième raison tient au caractère continu de l'expertise en sûreté. En effet, la régulation du risque nucléaire en France est fondée sur le principe de l'amélioration continue, principe qui engage à connaître l'historique des questions techniques. Or, cet historique est en grande partie une transmission orale et le renouvellement générationnel a organisé la fuite d'une partie importante de l'historique qui était détenu dans la mémoire des acteurs. Ce faisant, l'historique des débats techniques est devenu un enjeu ou même une ressource dans les débats techniques avec les exploitants. De la sorte, le travail historique des doctorants en SHS venait offrir directement une contribution au travail des experts. Sous l'influence de mon engagement au sein de l'IRSN, mon travail de thèse s'est alors peu à peu orienté vers une grande monographie historique, très technique, de l'expertise en sûreté nucléaire.

Parallèlement à mon engagement au sein de l'IRSN, mon engagement au sein du monde universitaire a également joué un rôle déterminant dans les choix opérés au cours de mon travail de recherche. Cette thèse, réalisée sous la direction de Soraya Boudia, s'inscrit dans le champ des *Science and Technology Studies* (STS ou sociologie des sciences et des techniques) au sein du Centre de recherche médecine, sciences, santé, santé mentale, société (CERMES3). Ce laboratoire a une longue expérience d'étude des controverses scientifiques autour des problèmes de santé publique. La participation à la vie de ce laboratoire, constitué autant de sociologues, d'historiens, d'anthropologues, de politistes, d'économistes que de psychologues, a été à la fois formatrice pour se familiariser avec les différentes méthodologies d'enquête et aux différentes approches des STS, mais aussi été utile pour baliser le champ des études et des approches sur les questions de construction des faits scientifiques, de rapport entre sciences et société, et de sociologie de l'ignorance. De plus, nombre d'études du laboratoire se déroulent au sein des hôpitaux ou d'autres établissements publics comme l'INSERM, ce qui était particulièrement utile pour partager l'expérience de chercheurs embarqués ainsi que les techniques pour s'extraire du terrain.

Dans un deuxième temps, sur le conseil de ma directrice de thèse, j'ai pris part au séminaire de Dominique Pestre qui regroupait des doctorants et de jeunes chercheurs du Centre Alexandre Koyré, qui rassemble des recherches en histoire des sciences et des techniques. Ceci a été décisif dans les premières explorations du travail de thèse. La tradition du centre en histoire sociale et culturelle des sciences et des techniques (Pestre, 1995) a été un premier cadre d'analyse pour l'étude historique, à laquelle je n'étais pas familiarisé jusque-là. Ensuite, le CERMES3 est affilié à l'Institut francilien Recherche Innovation Société (IFRIS) qui est un institut collaboratif regroupant neuf unités de recherche en Île-de-France. La participation aux écoles thématiques de l'IFRIS, rassemblant chaque année de nombreux doctorants et chercheurs pour discuter et travailler ensemble les nouvelles thématiques émergentes dans le monde académique des STS et dans nos sociétés, a été fondamentale. En particulier, la participation à l'école de 2019 sur le thème de la maintenance des infrastructures a été déterminante. La rencontre avec des chercheurs inscrits dans le courant des *Repair and*

*Maintenance Studies* ainsi que les ateliers ont permis de saisir tout l'intérêt qu'il y a à aborder la question technologique sous l'angle de la maintenance et à envisager cette activité comme celle où se joue la construction du futur, et ainsi, comme le lieu d'expression politique.

Enfin, mon inscription au sein de deux groupes de doctorants et jeunes chercheurs : le premier groupe est constitué des doctorants de Soraya Boudia, travaillant tous sur les risques nucléaires mais aussi environnementaux ; le second constitué de divers doctorants et postdoctorants travaillant tous sur l'objet nucléaire. Ces deux groupes avaient l'ambition d'amélioration des écrits de chacun par un travail en collaboration et ont permis de préciser l'objet de recherche, le choix théorique et de mieux pointer les originalités de ce travail. Ce parcours académique a eu une incidence fondamentale sur le choix de mon terrain, sur mon cadrage théorique ainsi que sur ma méthodologie d'enquête.

## **Circonscrire le terrain d'enquête : le choix du risque sismique**

Intégrer une institution du monde du nucléaire ne suffit pas pour enquêter rigoureusement sur la production de la sûreté nucléaire. L'immersion chez les ingénieurs et scientifiques du nucléaire, qu'il convient de considérer comme une tribu exotique pour le sociologue, a rendu nécessaire une plongée dans le détail technique de leur travail. Effectivement, les agents de l'IRSN, mais aussi l'ensemble des relations qu'ils entretiennent avec les autres acteurs de l'arène subpolitique, sont dominés par des considérations et des échanges techniques. De très forts enjeux industriels, économiques, des stratégies politiques, des jeux d'influence se jouent en permanence dans ces échanges techniques, mais ils ne sont généralement perceptibles qu'aux initiés. Il a donc été nécessaire pour conduire ce travail de porter l'analyse au niveau des détails techniques avec un coût d'entrée important. Pour limiter ce coût d'entrée, il a été nécessaire de bien circonscrire le terrain d'enquête. D'emblée, plutôt que de traiter l'ensemble des risques nucléaires ou de l'intégralité des problèmes de sûreté, le choix a été fait de se focaliser sur une thématique technique précise afin d'élaborer le plus finement possible la trajectoire diachronique de la construction et du maintien de la sécurité. Le choix d'un terrain précis d'enquête, dans un univers hautement technologique, tient à plusieurs éléments : de l'état de la recherche, de la définition des questions de recherche et des approches pour les traiter.

Les travaux sur la sûreté nucléaire en France sont relativement peu nombreux et pour la plupart assez récents. Le premier de ces travaux est celui de Cyril Foasso qui a entrepris de relater les événements, les organisations et les hommes qui ont jalonné l'histoire de la sûreté nucléaire en France depuis 1945 jusqu'au tournant des années 2000. Au regard de son travail, il apparaît que le développement de la sûreté nucléaire est inextricable du

développement scientifique, technologique et industriel des usages de l'énergie nucléaire. La sûreté nucléaire s'est en effet développée au sein des mêmes organismes qui ont eu en charge le développement industriel des programmes nucléaires civil et militaire français, en particulier le CEA et EDF (Foasso, 2003). Historiquement, la sûreté est une question exclusivement aux mains des ingénieurs et scientifiques chargés du développement technologique. Grégory Rolina, dans une thèse en sciences de gestion menée au sein de l'IRSN, a précisément étudié le type d'interactions et de jeux d'influence qui a lieu entre les différents acteurs de l'arène subpolitique. Il a montré notamment de quelle façon les experts de l'IRSN peuvent être influencés, si ce n'est capturés, par les experts des exploitants dans le cadre du dialogue technique (Rolina, 2008). Plus récemment, deux travaux de doctorat ont été conduits au sein de l'ANDRA, l'agence de gestion des déchets nucléaires. Le premier de ces travaux, conduit par Julie Blanck en sociologie des organisations, a mis en avant les ressources organisationnelles (la flexibilité et le jeu sur la temporalité) employées pour conserver la solution d'enfouissement des déchets les plus radioactifs 500 mètres sous terre, malgré de nombreuses contestations (Blanck, 2017). Toujours à l'ANDRA, une seconde recherche conduite par Leny Patinaux en histoire des sciences et des techniques a montré comment ont évolué, au cours du temps, les modalités de la démonstration de sûreté du projet de stockage souterrain. Il montre que progressivement, avec la publicisation de la démonstration, la prétention à produire une preuve formelle a été remplacée par une approche visant à convaincre de la maîtrise du projet par un « faisceau d'arguments » (Patinaux, 2017). Ces deux derniers travaux tendent à montrer par quels moyens le débat public et politique est évité par l'arène subpolitique de gestion des risques nucléaires. Ils montrent alors la nécessité de conduire des études en immersion au sein de cette arène pour étudier la sûreté nucléaire. Enfin, le programme de recherche AGORAS dans lequel s'insère ce travail a donné lieu à deux autres thèses en immersion à l'IRSN : la thèse de Maël Goumri sur l'accident grave (en cours) et la thèse de Michaël Mangeon sur les évolutions organisationnelles du régime de régulation des risques nucléaires, qui montre une certaine permanence des logiques pratiques en cours au sein de l'arène (2018).

Au-delà de la différence des terrains et des approches, ces travaux pointent à mon sens trois éléments : l'univers confiné de l'arène subpolitique ; la technicité du travail qui s'y réalise et l'importance de la prise en compte de la longue durée. En s'appropriant ces constats, ce travail place au cœur de l'analyse la relation entre la conception des installations et les modalités d'évaluation de leur sûreté. Il s'agit alors d'étudier comment la problématique des risques dans les installations nucléaires est prise à bras le corps par ceux qui les développent pour essayer d'influer le cours de leur action de sorte à diminuer les dangers intrinsèques des objets techniques qu'ils développent. Quand bien même la volonté de maîtriser les risques dans le développement des objets techniques dangereux serait une exigence extérieure à laquelle les concepteurs s'accommodent *a minima* pour ne pas compromettre la réussite de leur entreprise, il n'en demeure pas moins que celle-ci influe indéniablement sur la forme même de leur réalisation et sur l'existence concrète des risques.

Pour rendre compte de cela, ce travail aborde le terrain par une thématique technique bien circonscrite : la menace que font peser les séismes sur la sûreté nucléaire. Ce choix se justifie par quatre raisons. La première est d'ordre heuristique. Le séisme est un phénomène intéressant pour explorer la sécurité des industries à risques, et pas seulement l'industrie nucléaire, en raison de son mode d'action. En effet, en faisant trembler le sol sur lequel reposent les installations dangereuses, il impacte simultanément toutes les composantes de ces installations, des bâtiments jusqu'au moindre boulon. Il soumet alors chaque composant pris individuellement à une contrainte nouvelle et met également à mal toutes les interactions entre composants, essentielles au fonctionnement du procédé industriel. De la sorte, entrer par le séisme dans le monde du risque technologique permet de questionner une grande variété de problématiques allant de la résistance des matériaux au maintien du fonctionnement de certains équipements, en passant par les problématiques de conduite de l'installation en situation dégradée. Plus encore, cette entrée permet de tenir compte de la complexité inhérente à ce type de technologie : dans les industries à risques, et les centrales nucléaires en particulier, il est difficile de déterminer simplement les liens entre causes et effets. Comme le montre le sociologue américain Charles Perrow dans son ouvrage *Normal Accident* (1984), les erreurs, défaillances et écarts arrivent sans arrêt dans les systèmes complexes, mais sont rattrapés ou couverts par des dispositifs ou des marges de sécurité. Parfois, cependant, deux ou plusieurs défaillances qui, prises isolément ne sont pas dévastatrices, se rencontrent de façon inattendue et mettent en défaut, avec des conséquences majeures, tous les dispositifs de sécurité. C'est « l'accident normal », celui qui guette inexorablement toute grande industrie à risques. Le séisme est une entrée particulièrement utile pour comprendre comment se réalise la gestion du risque dans ce genre de système. D'ailleurs, Perrow lui-même illustre sa théorie de l'accident normal par le cas de la sûreté de la centrale nucléaire de Diablo Canyon, en Californie, face à la menace sismique. Il présente alors deux arguments qui font que l'accident est inévitable dans les systèmes complexes : le premier tient à la fragilité des connaissances sur les aléas de la nature (à l'origine considérée comme nulle, la sismicité du site est réévaluée à plusieurs reprises, retardant la construction de la centrale, puis obligeant sa fermeture pour effectuer des travaux de renforcement) ; le deuxième argument tient au fait que, malgré les travaux de renforcement répétés, des centaines de non-conformités au séisme de composants sont sans cesse découvertes sur le site (Perrow, 1984, p. 356-359). Ainsi, selon l'auteur, les systèmes complexes ne peuvent jamais être totalement maîtrisés et l'accident normal ne peut alors jamais être totalement prévenu.

Le deuxième intérêt du choix du séisme, comme entrée pour l'étude de la robustesse, tient au fait qu'il est un phénomène incontournable pour l'ingénieur en charge de la conception des centrales : aucune zone sur Terre ne peut être jugée définitivement non sismique et aucune protection ne permet de se protéger absolument de ses effets. Ainsi, toutes les installations à risques doivent nécessairement composer avec cette menace. De ce fait, le séisme est un sujet historiquement inséparable du travail des ingénieurs-bâisseurs des infrastructures de la modernité, qui a fait l'objet au XX<sup>e</sup> siècle d'un « investissement de



forme » (Thévenot, 1986) considérable, fondant même une branche de l'ingénierie, le génie parasismique<sup>25</sup>. L'intimité du lien noué entre le séisme et la construction, qui se retrouve également avec d'autres phénomènes naturels comme le vent (Kranakis, 1997), permet de pénétrer au plus profond des logiques qui sous-tendent les choix de conception au fondement de la sécurité. En effet, la prise en compte du risque sismique est entièrement intégrée au travail des ingénieurs qui développent les infrastructures matérielles des technologies et permet alors d'en rendre compte.

La troisième raison du choix du séisme est que, du fait de sa portée, il est un phénomène extrêmement coûteux dans la construction, de l'ordre de 0,5 à 2% du prix total pour des ouvrages classiques (maison individuelle ou collective)<sup>26</sup> selon la zone de sismicité, et de 2 à 10 % du prix pour les ouvrages stratégiques<sup>27</sup> ou à risque spécial<sup>28</sup>. Même si en France métropolitaine le séisme a longtemps été considéré comme un phénomène relativement rare et peu préoccupant<sup>29</sup>, la menace sismique est malgré tout coûteuse, bien que considérée comme très improbable. De la sorte, le risque sismique dans la construction fait l'objet d'une logique d'optimisation dans sa prise en compte pour faire des économies substantielles dans

---

<sup>25</sup> Laurent Thévenot a développé la notion d'« investissements de forme » qu'il définit comme « l'établissement, coûteux, d'une relation stable, pour une certaine durée », le rendement de cette opération étant lié « à la certitude à laquelle [elle] donne accès en réduisant l'espace des possibles » (Thévenot, 1986, p. 26-28). Dans ce cas précis, cette formulation est empruntée pour indiquer le travail intense de formalisation et de réification des modes de coordination entre différents acteurs dans l'action. Dit autrement, il s'agit de rendre compte d'un mode de gestion de la problématique sismique dans la fabrication de l'environnement artificiel des humains qui s'est développé entre 1880 et 1960 et qui s'est accompagné du développement d'une communauté de pratique internationalisée. Cette histoire est bien retranscrite par Robert Reitherman (2012). On trouvera également des compléments importants dans deux articles essentiels, bien que techniques, de Trifunac (2008, 2009), lui-même ingénieur spécialiste en ingénierie parasismique. Un ouvrage très souvent cité est celui du sismologue Davidson de 1927, dans lequel il effectue une description détaillée du réseau dans lequel s'est développée la sismologie moderne (1927). Toutefois, son œuvre ne couvre que la moitié de l'histoire de 1840 à 1910 environ. Les livres de Deborah Coen et Carl-Henry Geschwind (Coen, 2013 ; Geschwind, 2001) permettent de suivre la suite de l'histoire dans le cas californien entre 1900 et 1950. On peut noter également des articles portant sur des cas particuliers, comme Blanchard pour l'architecture parasismique au Japon en 1920 (1999) et Anduaga pour le cas particulier de la construction parasismique aux Philippines dans le cadre des campagnes militaires portugaises à la fin du XIXe siècle (2014) et aux Philippines et à Cuba sous l'influence des missionnaires évangélistes jésuites (2017).

<sup>26</sup> <http://www.planseisme.fr/Comment-reduire-le-cout-de-la-construction-parasismique.html#:~:text=Le%20co%C3%BBt%20habituel%20de%20la,prix%20du%20b%C3%A2timent%20%C3%A0%20construire>. (Consulté le 21/07/2020).

<sup>27</sup> Les ouvrages stratégiques sont ceux dont l'intégrité et le fonctionnement sont nécessaires en cas de catastrophe (hôpitaux, casernes de pompiers, etc.) ainsi que les écoles.

<sup>28</sup> Bertholom, G. (2013), « Mise en application des Eurocodes 8 en zone de faible sismicité : conséquences techniques et économiques par l'étude de cas concrets et impact organisationnel dans un bureau d'études de structures béton de tailles moyennes », mémoire présenté en vue d'obtenir le diplôme d'Ingénieur au Conservatoire national des arts et métiers.

<sup>29</sup> Pour s'en convaincre, il faut revenir au travail de sensibilisation de l'opinion publique effectué par Haroun Tazieff entre 1976 et jusqu'à la fin de sa vie. Ce travail l'a conduit à prendre publiquement la parole à de nombreuses reprises pour alerter sur le risque de catastrophe latent qui pèse sur la ville de Nice (Duquesne, « Et si Nice, à son tour, se mettait à trembler », *La Croix*, 28 septembre 1999) et l'insuffisance de la résistance parasismique des centrales nucléaires en France (Rebeyrol, « Le risque sismique et les centrales nucléaires », *Le Monde*, 26 septembre 1979, p.21). Sous la présidence de Mitterrand, il sera nommé successivement Commissaire puis Secrétaire d'État chargé de la prévention des risques naturels et technologiques majeurs. Il lancera alors de nombreux travaux pour revoir le zonage sismique de la France et ancrer dans la loi la construction parasismique en France. Dans la préface de la révision du zonage sismique de la France effectuée par le BRGM en 1985 sous son impulsion, il écrit notamment que : « *Le risque sismique est beaucoup plus grave, en France, que ce que trop de ses habitants en pensent – malgré les progrès qu'en cette dernière demi-douzaine d'années ils ont faits en ce domaine* » (Haroun Tazieff, « Nouveau zonage sismique de la France en vue de l'application des règles parasismiques de construction et de la mise en œuvre des plans d'exposition aux risques (PER) », Rapport BRGM 85-SGN508-GEG, Vol. I, Octobre 1985, Préface).

les projets de construction. Ainsi, le séisme est également un point d'entrée pertinent pour rendre visible l'articulation de contraintes de natures différentes (économique, technique, scientifique, esthétique, etc.) inhérentes à la réalisation de tout projet technique (Chilvers & Bell, 2014 ; Urfalino, 1990 ; Vinck, 1999a, 2014).

La quatrième et dernière raison tient au fait qu'à la différence d'autres régions du monde, notamment la Californie, il n'y a pas d'étude historique ou sociologique sur la prise en compte du risque sismique en France. Les chercheurs français de SHS se sont principalement intéressés aux territoires balisés de la Californie (Cabasse-Mazel, 2015) et du Japon (Blanchard, 1999) ou bien aux terrains des sismologues français à l'étranger (Cartier *et al.*, 2017 ; Cartier & Colbeau-Justin, 2012 ; Senouci *et al.*, 2012). Les rares travaux conduits sur le cas français ont généralement une visée opérationnelle, soit pour aider à améliorer la caractérisation des séismes anciens dans le cadre de la régulation des risques industriels (Fradet, 2016), soit pour élaborer un outil d'aide à la décision aux pouvoirs publics pour la gestion des risques (Beck, 2006). À ces travaux, il convient d'ajouter ceux de l'historien Grégory Quenet, portant notamment sur la mise en risque du phénomène sismique aux XVIII<sup>e</sup> et XIX<sup>e</sup> siècles en France et en Europe (2005). Par contre, nous ne disposons pas de travaux sur le développement des connaissances, méthodes et instruments au cours du XX<sup>e</sup> siècle pour évaluer et maîtriser le risque sismique en France. Bien que dans ce travail de thèse, le séisme ne soit pas l'objet central de l'analyse, des éléments originaux seront apportés à l'histoire des séismes, notamment sur le rôle déterminant joué par l'industrie nucléaire dans la construction du risque sismique en France (Roger, 2018) ainsi qu'à la genèse des modes de gestion des risques naturels au sein du complexe militaire-industriel-universitaire qui caractérise la période d'après la Seconde Guerre mondiale (Dahan & Pestre, 2004 ; Fressoz & Pestre, 2013 ; Jacq, 2002, 2005 ; Pestre, 1989, 2004 ; Pestre & Jacq, 1996).

En entrant par le risque sismique, cette étude de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire analyse comment se structurent historiquement les réponses apportées à la problématique de la menace sismique pour les installations nucléaires, tout en montrant la manière dont la question de la robustesse s'exprime de différentes façons - comme une question d'évaluation d'aléa naturel, comme une problématique de résistance des installations et comme un problème politique de gestion des risques nucléaires - qui interagissent, s'influencent et se contraignent entre elles. Le tableau dépeint par cette enquête est celui de la prise en main d'une problématique scientifique et technique, impactant directement la sécurité des installations nucléaires, par un petit groupe d'ingénieurs et de scientifiques du CEA et d'EDF, stable dans le temps, jouissant d'une forte autonomie et ayant contribué à tailler tous les aspects de la problématique dans l'élaboration d'une « science en système » (Vérin, 1993) : de la méthodologie d'évaluation et de caractérisation de l'aléa sismique en France à la conception des projets d'installations nucléaires, en passant par une revue complète des règles techniques d'intégration du phénomène sismique dans la construction des bâtiments et des équipements des centrales nucléaires ainsi que l'élaboration de procédure et d'un *modus operandi* pour la maintenance de la sécurité dans le

temps. L'originalité du présent travail tient à son terrain d'enquête, mais également au cadrage théorique qui y est déployé, notamment du fait de la prise en compte de multiples modes d'existence du risque.

## **Explorer le terrain d'enquête : une attention aux modes d'existences du risque dans l'industrie**

Bruno Latour, dans son *Enquête sur les modes d'existence*, entreprend de recenser les divers modes d'existence de l'être, souhaitant compléter les deux modes d'existence implicite des sociétés modernes, l'Homme et la nature- le sujet et l'objet -, d'autant de manières d'être nouvellement observables en pratique (Latour, 2012). Dans ce manuscrit, il n'est pas question d'élaborer un nouveau mode d'existence qui pourrait être le mode d'existence de la sécurité dans les industries à risques, mais plutôt de rester attentif dans l'analyse, à la coexistence et à la co-émergence de plusieurs manières d'être du risque dans la réalisation de la sécurité industrielle au sein d'une arène subpolitique. Les deux premiers sont classiques et correspondent au risque comme sujet politique et au risque comme objet de connaissance. Dans le premier cas, il s'agit de l'attention portée à la menace que représente le développement des technologies nucléaires pour la population ainsi que sa traduction en cadre légal d'utilisation. Il s'agit alors de construire des politiques du risque et des modalités de régulation (Borraz, 2008 ; Boudia & Jas, 2007, 2014 ; Bourg *et al.*, 2013 ; Jasanoff, 2009b). Dans le second cas, le risque est naturalisé et transformé en objet de science. Il s'agit alors d'aborder le danger et sa probabilité d'occurrence par l'étude des phénomènes physiques en jeu sous l'angle de l'évaluation des risques (Boudia & Demortain, 2015 ; Boullier, 2019 ; Jasanoff, 2009a). Dans ce cas, les dangers et les périls doivent être « mis en risque », c'est-à-dire qu'ils doivent être décrits par des notions de « *chance, de hasard, de probabilité, d'éventualité ou d'aléa d'une part, de perte ou de dédommagement de l'autre, à la rencontre des deux séries se situant la notion d'accident* » (Ewald, 1986, p. 173). Ces deux premiers modes d'existence du risque définissent le cadre réglementant la conduite d'activités dangereuses en société avec d'un côté la quantification des dangers selon leur probabilité et leur dommage, et de l'autre, la mise en place de compensation.

Une troisième manière d'être du risque est de l'envisager comme le résultat de caractéristiques intrinsèques des objets techniques. Je cherche à analyser cette manière d'être du risque à partir du mode d'existence de l'objet technique tel que développé par Gilbert Simondon (Simondon, 1958). Dans le travail de Simondon, le risque n'est pas traité directement, mais on peut le déduire par contraste, comme négatif de la sécurité. Cette dernière est, selon Simondon, une composante intrinsèque de l'objet technique qui ne dépend alors pas seulement des deux premiers modes d'existence du risque, cités précédemment, mais qui fait intervenir des logiques internes propres aux objets techniques

et à leur degré d'évolution sur une lignée technique, qu'il appelle leur concrétisation. La prise en compte de cette dernière façon d'être du risque est le trait le plus singulier de ce travail et impose un certain nombre d'aménagements conceptuels pour l'analyse.

Simondon hiérarchise les objets techniques en trois niveaux : l'ensemble, l'individu et l'élément<sup>30</sup>. Une centrale de production d'énergie nucléaire peut ainsi être considérée comme un ensemble technique, fait d'individus techniques (des systèmes de circulation de l'eau, une turbine et un alternateur, des générateurs de vapeur, etc.), eux-mêmes composés d'éléments techniques (des tuyaux, des vannes, des joints, des pompes, des matières radioactives, etc.). Dans cet ensemble technique, les Hommes jouent le rôle d'aide et de régleur : ils entretiennent l'état des individus techniques pour s'assurer de leurs capacités à fonctionner et ils règlent les interactions entre individus techniques. Dans un ensemble aussi complexe, rassemblant autant d'individus techniques, voire plusieurs sous-ensembles, le rôle de régleur des interactions interindividuelles est particulièrement crucial au bon fonctionnement de l'ensemble technique. C'est précisément à ce niveau qu'intervient l'action des acteurs de l'arène subpolitique étudiée. Ils sont des scientifiques et ingénieurs, spécialistes pour certains des interactions entre éléments et individus, pour d'autres entre individus et pour d'autres encore entre individus et ensembles. Dans l'agencement de ces interactions se joue la sécurité des installations nucléaires considérées comme objets techniques. Le séisme dans cette activité d'agencement joue un rôle très particulier, car, par son mode d'action, il impacte tous les niveaux (éléments, individus et ensembles) et toutes les interactions. En faisant trembler le sol sur lequel repose l'objet technique, c'est l'intégralité des composantes et de leur interaction qui sont mises en branle. C'est l'argument central qui fait que le phénomène sismique est une thématique particulièrement adéquate pour explorer cette facette de la gestion des risques technologiques, car il ne laisse insensible aucun rouage essentiel au fonctionnement de l'objet.

Dans la conception simondonienne, la sécurité est synonyme de fiabilité et dépend de ce qu'il nomme le degré de concrétisation de l'objet technique. Les objets techniques peuvent, selon Simondon, être placés sur une lignée technique qui va d'un stade artisanal où l'objet

---

<sup>30</sup> Il est à noter que Bertrand Gille ajoute un quatrième et un cinquième niveau. Le premier est celui de la « filière technique », composée de plusieurs ensembles techniques qui se combinent à leur tour pour constituer un segment cohérent de production qui correspond mieux à rendre compte de l'échelle mondialisée des réseaux de production moderne, comme la filière textile ou la filière automobile. Le dernier niveau correspond à celui du « système technique » : « *Toutes les techniques sont, à des degrés divers, dépendant les unes des autres, et il faut nécessairement entre elles une certaine cohérence : cet ensemble de cohérences aux différents niveaux de toutes les structures, de tous les ensembles et de toutes les filières, compose ce que l'on peut appeler un système technique* » (Gille, 1978, p. 19). Dans le cadre de cette étude, ces deux niveaux ne sont pas pris en compte, bien que l'on pourrait parler de la filière nucléaire et même d'un nouveau système technique général émergent avec le nucléaire, celui de la simulation numérique des relations physiques. La raison tient au fait que le matériau de l'enquête ne permet pas de rendre suffisamment compte de la diversité des ensembles techniques qui composent la filière nucléaire, ni la systématique nécessaire à rendre compte de l'émergence d'un système technique nouveau. Bien que son étude n'est pas totalement orientée vers la question des risques, le lecteur pourra néanmoins trouver des éléments d'exploration à l'échelle de la filière nucléaire dans le travail d'Ange Pottin (En cours). Pour le système technique, le lecteur pourra se reporter aux très nombreux travaux sur la simulation et la modélisation du monde, de Paul Edwards (Edwards, 2013) à l'école d'épistémologie française (Varenne *et al.*, 2013, 2014). À ma connaissance toutefois, ces travaux ont essentiellement porté sur les questions climatiques et gagneraient sans doute à s'étendre à la maîtrise des procédés de conception et de construction qui ont été des lieux essentiels du développement des technologies de computation (Dahan, 2005)

technique est dit abstrait, vers un stade industriel où l'objet technique tend vers la concrétisation. La différence entre un objet technique abstrait et concret se joue à plusieurs niveaux. Généralement, les objets abstraits correspondent aux réalisations de l'artisanat, à l'objet sur mesure ; ils sont composés de plusieurs ensembles non synergiques qui peuvent interférer dans leur fonctionnement respectif ; ils sont aussi faits de matière superflue ou d'éléments inessentiels qui servent à compenser un manque de cohérence interne ou à satisfaire des besoins exogènes. À l'opposé, l'objet technique concret correspond au stade industriel, à la réalisation en série d'objets similaires, stables, car mus par leur nécessité interne ; ils sont composés d'un ensemble cohérent, fait de plusieurs individus techniques qui tendent à entretenir des interactions parfaitement synergiques – où le fonctionnement de l'un est essentiel au fonctionnement des autres – et où les éléments servent plusieurs fonctions. Selon Simondon, dans l'invention s'opposent le système de cohérence interne de l'objet et le système des besoins de l'utilisation. Dans le cas de l'objet artisanal, c'est le deuxième qui domine le premier – sans cohérence interne, l'objet technique est le résultat d'un assemblage hétérogène répondant à des exigences extérieures – tandis que, dans le cas de l'objet industriel, le rapport de force est inversé :

*« Dans l'affrontement de la cohérence du travail technique et de la cohérence du système des besoins de l'utilisation, c'est la cohérence de l'utilisation qui l'emporte parce que l'objet technique sur mesure est en fait un objet sans mesure intrinsèque ; ses normes lui viennent de l'extérieur : il n'a pas encore réalisé sa cohérence interne ; il n'est pas un système du nécessaire, il correspond à un système ouvert d'exigences. Au contraire, au niveau industriel, l'objet a acquis sa cohérence interne, et c'est le système des besoins qui est moins cohérent que le système de l'objet ; les besoins se moulent sur l'objet technique industriel, qui acquiert ainsi le pouvoir de modeler une civilisation. C'est l'utilisation qui devient un ensemble taillé sur les mesures de l'objet technique » (Simondon, 1958, p. 27-28)*

De cette différence fondamentale découle le fait que les objets abstraits sont plus fragiles que les objets concrets. Cela tient au fait que, dicté non par la nécessité interne de son fonctionnement mais par un système ouvert d'exigences, l'objet abstrait est composé de différents sous-ensembles pouvant interagir négativement et dont la défaillance individuelle compromet le fonctionnement d'ensemble. Simondon précise ainsi que :

*« Ces causes [de l'évolution des objets techniques de l'abstrait vers le concret] résident essentiellement dans l'imperfection de l'objet technique abstrait. En raison de son caractère analytique, cet objet emploie plus de matière et demande plus de travail de construction ; logiquement plus simple, il est techniquement plus compliqué car il est fait du rapprochement de plusieurs systèmes complets. Il est plus fragile que l'objet technique concret car l'isolement relatif de chaque système constituant un sous-ensemble de fonctionnement menace, en cas de non-fonctionnement de ce système, la conservation des autres systèmes » (Simondon, 1958, p. 29)*

La considération de la sécurité ou du risque industriel selon le mode d'existence de l'objet technique renverse alors complètement certains présupposés. En particulier, la fiabilité

d'objets techniques dépend de leur degré de concrétisation et non pas d'exigences extérieures de sécurité. Le risque ou la sécurité ne dépend pas alors d'une construction sociale ou d'une mise en balance entre des bénéfices et des risques, mais résulte avant tout du degré de technicité propre à l'objet technique considéré, de son degré de concrétisation. Simondon précise néanmoins que, ponctuellement, des rafistolages ou des renforcements peuvent améliorer la sécurité d'un ensemble technique particulier, mais replacé sur le vecteur de la lignée technique, leur incidence est négative en ce qu'ils masquent les véritables nécessités d'amélioration de cohérence interne derrière une fausse image de progrès. Il exprime ainsi sa pensée :

*« Les perfectionnements mineurs nuisent aux perfectionnements majeurs car ils peuvent masquer les véritables imperfections d'un objet technique, en compensant par des artifices inessentiels, incomplètement intégrés au fonctionnement d'ensemble, les véritables antagonismes [...] Une complication et un perfectionnement extrêmes des systèmes annexes de sécurité ou de compensation ne peuvent que tendre vers un équivalent du concret dans l'objet technique sans l'atteindre ni même le préparer, parce que la voie empruntée n'est pas celle de la concrétisation. La voie des perfectionnements mineurs est celle des détours, utiles dans certains cas pour l'utilisation pratique, mais ne faisant guère évoluer l'objet technique sous un amoncellement de palliatifs complexes, les perfectionnements mineurs entretiennent une fausse conscience du progrès continu des objets techniques, diminuant la valeur et le sentiment d'urgence des transformations essentielles » (Simondon, 1958, p. 47-48)*

Cet attachement fondamental de la sécurité – ou de la fiabilité ou de la robustesse – au degré de concrétisation des objets techniques est un élément essentiel à l'analyse conduite dans le présent travail. La tension entre la sécurisation d'un projet d'installation nucléaire particulier et la volonté de ne pas interrompre le processus de concrétisation de ces installations en tant qu'objet technique est très présente tout au long de l'histoire de l'industrie nucléaire. Le processus de concrétisation des objets techniques se joue à plusieurs niveaux, qui sont des étapes ni successives ni dépendantes, que Jean-Hugues Barthélemy a répertoriées de la façon suivante (2015) :

1. Le premier niveau correspond à la recherche de cohérence interne entre les différents éléments qui composent l'objet ; c'est l'idée d'une organicité croissante, par laquelle chaque pièce « ne peut pas être autre qu'elle n'est »,
2. Le second niveau est la recherche de plurifonctionnalités des éléments, et corrélativement, la réduction du nombre d'éléments,
3. Le troisième niveau se situe à l'échelle des individus et des ensembles et correspond à la recherche de cohérence externe avec le milieu associé, technique et naturel (Simondon parle de « milieu (ou monde) géographique ») ; ce que Simondon appelle le processus d'individualisation dans lequel l'individu intègre dans son fonctionnement un milieu associé qu'il conditionne et par lequel il est conditionné en retour,
4. Le quatrième niveau de concrétisation est la convergence entre science et technique et donc la naturalisation des objets techniques.

L'interférence des exigences de sécurité ponctuelles dans le processus de concrétisation se joue essentiellement, du moins dans cette étude, dans les deux derniers niveaux. En

particulier, la prise en compte de la menace sismique dans la sécurité des installations nucléaires a fort à voir avec la recherche de cohérence externe entre l'objet technique et son milieu. Une centrale nucléaire entretient de nombreuses relations avec son milieu externe (Dolisy, 2018) : d'une part elle a besoin de grandes quantités d'eau pour générer de la vapeur, essentielle à la production d'électricité ainsi que pour refroidir le cœur radioactif ; d'autre part, elle doit demeurer sûre et fonctionnelle pendant plus de quarante ans malgré les variations de conditions météorologiques et les événements naturels extrêmes (tornade, crue, séisme, etc.). En suivant Simondon, l'objet technique entretient un double rapport avec le milieu technique et le milieu naturel, ou géographique, et est déterminé à l'interface de ces deux milieux :

*« L'objet technique est au point de rencontre de deux milieux, et il doit être intégré aux deux milieux à la fois. Toutefois, comme ces deux milieux sont deux mondes qui ne font pas partie du même système et ne sont pas nécessairement compatibles de manières complètes, l'objet technique est déterminé d'une certaine manière par le choix humain qui essaye de réaliser le mieux possible un compromis entre les deux mondes » (Simondon, 1958, p. 64)*

C'est à la jonction entre un environnement interne et externe, ou un milieu technique et naturel, que se joue la détermination de l'objet technique. L'objet définit la frontière et le type d'échanges ou de relations que les deux côtés peuvent ou non entretenir. Pour poursuivre la concrétisation, l'objet technique doit construire un nouveau milieu technogéographique. La particularité de ce nouveau milieu est qu'il est autoconditionné – telle une voûte, pour reprendre l'exemple de Simondon, qui n'est stable que lorsqu'elle est achevée – par la rencontre entre un milieu naturel instrumentalisé et un milieu technique adapté. Selon cette perspective, la sécurité d'un objet technique face au séisme peut être appréhendée comme la maîtrise de frontière entre les deux milieux.

Dans tous les cas, la concrétisation n'œuvre pas d'elle-même, les objets ne se technicisent pas d'eux-mêmes, mais nécessairement dans une activité humaine. Mais cette activité humaine ne peut cependant se résumer à une activité de conception ou d'invention, ni même à des conceptions successives des objets d'une lignée technique. L'élément manquant pour rendre compte de la concrétisation, et *de facto* de la sécurité des objets techniques, est leur maintenance et leur réparation qui forment selon moi une activité d'égale importance. Ce sont ces deux activités qui se réalisent dans l'arène subpolitique étudiée.

Le quatrième niveau de concrétisation – la convergence entre science et technique – fait référence à la dernière caractéristique essentielle du mode d'existence des objets techniques dans la pensée de Simondon. À mesure qu'il se concrétise, l'objet technique devient de plus en plus similaire à un objet naturel et peut alors devenir un objet de science. Dit autrement,

les savoirs scientifiques ne se développent pas uniquement par l'étude des phénomènes naturels, mais également par l'étude des objets techniques suffisamment concrétisés<sup>31</sup>.

Dans l'optique de Simondon, la science et la technique évoluent dans deux modes d'existence distincts, mais qui peuvent se rencontrer, voire se confondre, à mesure que l'objet technique se concrétise. La concrétisation d'un objet technique réduit effectivement l'écart entre l'intention constructive et le regard scientifique porté sur l'objet. L'objet technique concrétisé est alors un objet de science qui peut être investi pour développer des connaissances théoriques, qui dépassent le strict cadre de l'objet. Dans ce travail de thèse, la relation entre objet technique et connaissance scientifique tiendra une place importante. En particulier, le développement technologique des installations nucléaires a été l'occasion d'un investissement scientifique pour la maîtrise de la problématique sismique, aussi bien du point de vue du phénomène naturel que de la physique du comportement des bâtiments et matériaux soumis aux séismes. Dans ce cas, la centrale préexiste à la connaissance et l'exploration de l'objet technique débouche sur des connaissances scientifiques nouvelles. Finalement, on peut même dire que la sûreté nucléaire, et donc l'étude des centrales en fonctionnement, a fait progresser la sismologie.

La prise en compte conjointe des différents modes d'existence du risque dans l'industrie permet d'aborder le sujet sous l'angle d'un complexe cohérent et interrelié, ce que Stéphane Vial nomme *la convergence technologique* et qui correspond à *l'homogénéisation des phénomènes de la technique, de l'industrie, de la science et du design, en tant qu'ils coopèrent pour former un seul et même complexe* (2013, p. 62). Le lieu d'émergence des techniques modernes, comme l'arène subpolitique qui est étudiée dans ce travail, correspond à des unités de Recherche & Développement dans lesquelles les individus naviguent, transposent et font converger des éléments des différents modes d'existence.

De cet édifice théorique et de la spécificité du risque dans le mode d'existence des objets techniques, émergent deux aspects déterminants pour ce travail. Le premier est que ce qui peut apparaître comme une amélioration pour la sûreté (par exemple une augmentation du niveau sismique de référence d'un site) peut, à l'inverse, être un facteur de diminution de la fiabilité du point de vue de l'objet technique en ce qu'il peut entraîner des complexifications inessentiels. En revanche, il y a une façon d'améliorer la robustesse des installations qui soit respectueuse du mode d'existence des objets techniques : le processus de concrétisation. Ce processus, à la main des techniciens, est néanmoins de longue haleine et supporte mal les variations d'exigences extérieures, notamment politiques. La robustesse parasismique, en particulier, peut alors se réaliser par le processus d'individualisation de l'objet technique qui participe à sa concrétisation en désadaptant l'objet d'un milieu géographique particulier. Le second aspect tient au fait que l'objet technique, une fois suffisamment concrétisé, peut devenir un objet de science ou plus exactement une source d'apprentissage et un vecteur de

---

<sup>31</sup> Il faut noter que, selon Simondon, un objet n'est jamais complètement ni définitivement concret ; il possède un degré de concrétisation.



développement de connaissances scientifiques. C'est ainsi que les installations nucléaires deviennent à terme un vecteur d'amélioration du génie parasismique.

Dans ce travail, il s'agit d'être attentif à la façon dont les experts de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire manipulent le risque selon trois modes d'existence : sujet, objet et objet technique. En particulier, il s'agira de voir comment la robustesse émerge d'une pensée mixte (Bensaude-Vincent, 1998) qui mélange des éléments très hétérogènes, issus des différents modes d'existence : des catalogues de séismes anciens, les lois physiques newtoniennes, des représentations spectrales, des tirants métalliques, des codes de calcul, des simulateurs, du béton précontraint, des principes de sûreté comme la redondance ou l'éloignement des populations, l'analyse coût/bénéfice, et encore des attitudes, tantôt précautionneuses tantôt cavalières. L'objectif est de rendre tangible ce qui n'était jusqu'à présent que mentionné, imagé ou fantasmé, à savoir le risque du point de vue du mode d'existence de l'objet technique. Cette volonté se concrétise par l'étude non pas de la sûreté nucléaire en général, mais de la robustesse des installations qui rend mieux compte du risque du point de vue de l'objet technique. L'objet central de ce travail est alors d'explorer la notion de robustesse rapportée à des installations porteuses de risques technologiques. L'utilisation d'un nouveau cadre analytique pour traiter la question des risques technologiques et de leur gestion n'est pas un choix volontaire, ni même une coquetterie théorique, mais une nécessité dictée par le terrain et la volonté de rendre compte de l'intrication profonde du développement technologique de l'industrie nucléaire et de celui des méthodes d'évaluation de l'aléa sismique. Pour rendre compte de l'histoire croisée des différents modes d'existence du risque dans l'élaboration de la robustesse des installations nucléaires, ce travail propose de mobiliser le concept d'instauration pour élaborer une démarche potentiellement applicable à différentes technologies à risques.

## **Le projet de la thèse : étudier l'instauration de la robustesse**

Dans ce travail, il est question de suivre depuis le début de l'industrie nucléaire en France, la trajectoire d'une problématique technique singulière dans la réalisation des procédés industriels et du maintien de leur sécurité : celle de la menace que font peser les tremblements de terre pour la sécurité des installations nucléaires et sur les moyens mis en œuvre pour contrer cette menace et que j'appelle *la robustesse parasismique*. L'émergence, la consolidation et la perpétuation de modes de traitement particulier de cette problématique participent du processus d'instauration de la robustesse parasismique des installations nucléaires en France.

Avant de préciser l'utilisation qui sera faite du concept d'instauration, il est utile de revenir d'abord sur l'objet sur lequel elle porte, la robustesse. Le terme *robuste* dans le dictionnaire

*Trésor de la langue française* est l'adjectif de ce « *qui est fort et résistant de par sa constitution, sa forme* » et la robustesse est la qualité de ce qui est robuste. La robustesse serait alors une qualité intrinsèque d'un objet. Pour autant, la robustesse est toujours relative, elle se rapporte à quelque chose. En effet, même un bloc de béton auquel on ne saurait refuser cette qualité, a des faiblesses. Soumettez-le à un effort de traction relativement modéré, et la rupture pourrait être soudaine. Une installation nucléaire n'est pas un matériau ou un élément simple, mais un ensemble technique complexe et compliqué mettant en interaction de nombreuses composantes matérielles et humaines. La robustesse d'un tel ensemble dépend alors de la robustesse de tous les composants pris individuellement, mais aussi de la robustesse de leurs interactions. Le nombre d'évènements pouvant déstabiliser le fonctionnement de l'ensemble technique est potentiellement infini. Il peut s'agir autant d'erreurs humaines, d'actes de malveillance, de défaillances techniques, de la chute accidentelle d'un avion ou encore de la survenue d'un évènement naturel (crue, tsunami, tempête, séisme, etc.). Le périmètre de la robustesse couvre à la fois la conception d'éléments, pris individuellement ou par rassemblement d'éléments, et à la fois le fonctionnement du système d'ensemble. De plus, le caractère robuste d'une chose dépend également de l'objet de résistance qu'on attend de lui : un bloc de béton qui se fissure après un choc a-t-il démontré sa robustesse ou attendait-on de lui qu'il reste parfaitement intègre ? Concernant une installation nucléaire, sa robustesse peut alors être abordée de deux façons : soit comme la capacité de l'ensemble à fonctionner sans heurt en temps normal, que l'on peut nommer la fiabilité intrinsèque de l'objet, soit la capacité de l'ensemble à limiter le risque d'accidents ou à limiter les conséquences de ces accidents en cas d'évènements imprévus, que l'on peut nommer la fiabilité extrinsèque de l'objet. La conjonction de ces deux types de fiabilité représente le domaine de la sécurité industrielle ou de la sûreté nucléaire.

La robustesse appliquée à la menace sismique s'établit de façon singulière, dans un dialogue entre différents modes d'existence du risque. La robustesse est effectivement le produit d'échanges et de traductions entre le séisme comme phénomène naturel, le séisme comme source de défaillance des installations nucléaires et le séisme comme facteur de risque nucléaire. La conviction qui sous-tend la robustesse repose alors sur la connaissance de l'aléa sismique, sur la connaissance du comportement des installations ainsi que sur leur mise en équivalence dans un espace de commune mesure (Desrosières, 2013). La robustesse parasismique prend alors la forme d'une démarche d'articulation entre une représentation du séisme comme phénomène physique et d'une représentation de la réponse d'une installation le long d'une longue chaîne de transformations entre le monde matériel et le discours (Latour, 1996).

Bruno Latour utilise plusieurs terminologies assez proches pour décrire la science en action : la chaîne de transformations, la chaîne de traduction et la chaîne de référence (Latour, 1987). Dans *L'espoir de Pandore*, il précise la distinction qu'il fait entre traduction et référence. La première désigne le « *travail par lequel les acteurs [humains et non-humains] modifient, déplacent et traduisent leurs intérêts variés et contradictoires* » tandis que le second est utilisé pour définir

« non pas la mise en scène des mots et du monde, mais les multiples pratiques qui aboutissent à des propositions articulées » (Latour, 2001, p. 332-333). La chaîne de transformations est la dénomination la moins spécifique : il précise par exemple que la « référence » désigne « la qualité de la chaîne de transformations qu'elle traverse, la viabilité de sa circulation ». Dans ce travail, j'utiliserai la dénomination de « chaîne de transformations » pour renvoyer aux faits scientifiques articulés de sorte à relier le séisme et la centrale.

Cette chaîne transforme un degré de sismicité d'une région en contrainte à prendre en compte dans le procédé de conception. Les résultats produits par la chaîne de transformations peuvent ensuite être traduits dans les différents modes d'existence du risque sismique afin d'instaurer la robustesse. Ces traductions entraînent un saut ontologique entre des modes d'existence *a priori* incommensurables. Pour faire ce saut, les traductions s'opèrent au moyen de conventions nouées entre les différents acteurs de l'arène subpolitique. Ces conventions permettent de rassembler les différents modes d'existence du risque sismique : comme phénomène naturel, comme vulnérabilité d'un objet technique subissant ce phénomène et comme initiateur potentiel d'un accident nucléaire. Parce qu'elles se situent à l'interface des différents modes d'existence du risque et permettent de les faire communiquer, j'appelle ces conventions, à la suite de Desrosières, des conventions d'équivalence (1993). Une fois établies, les conventions d'équivalence leur permettent de fonder une conviction commune dans la robustesse. De la sorte, les transformations agissent au niveau des faits scientifiques (par exemple pour passer de la magnitude du sismologue à la force de l'ingénieur) tandis que les conventions d'équivalence permettent de construire une démonstration de robustesse (par exemple pour déduire qu'en dessous d'une certaine magnitude, la sûreté d'une installation nucléaire n'est pas compromise). Ainsi, les transformations évoluent en même temps que les connaissances scientifiques tandis que les conventions d'équivalence dépendent d'autres facteurs (sociaux, techniques, économiques, déontologiques, etc).

En outre, la connaissance évolue dans les deux sens et à partir des deux extrémités de la chaîne de transformations : l'aléa sismique et son incidence sur une installation, comme la réponse de cette installation, évoluent dans le temps, parfois dans le sens de plus de robustesse, parfois non. Ces connaissances en mouvement doivent à chaque fois être caractérisées puis traduites le long d'une même chaîne de transformations pour se rejoindre au milieu et permettre la mise en équivalence, par les conventions, d'une menace et d'une vulnérabilité, lieu de germination du risque. La robustesse parasismique émerge ici, telle l'aiguille d'une balance qui oscille d'un côté ou de l'autre en fonction du poids relatif de la menace sismique par rapport aux capacités de résistance de l'installation. De chaque côté est disposé le poids de la connaissance et des incertitudes associées et l'état de robustesse est atteint lorsque la résistance présumée de l'installation est plus lourde que l'aléa estimé.

Tout l'intérêt de l'analyse de la robustesse tient au fait que cette qualité n'est jamais obtenue définitivement et est toujours susceptible d'être remise en cause. La robustesse se définit

toujours relativement, en relation à un environnement dans lequel est intégré l'objet technique et par rapport à un objectif particulier qu'on lui assigne. Cet objectif peut être exprimé aussi bien en termes de résistance à la rupture ou à la déformation (dans le cas d'un matériau par exemple), ou en termes de comportement attendu ou de maintien du fonctionnement (dans le cas d'un composant particulier ou de l'ensemble). Dans le cas de la sûreté nucléaire, l'objectif d'atteinte de cette qualité varie dans le temps et en fonction des installations considérées. Toutefois, une constante se dégage : une installation est considérée comme robuste si les accidents sont de moins en moins probables à mesure que leurs conséquences grandissent et à condition que l'accident grave – l'accident de la machine entraînant des relâchements importants de matières radioactives dans l'environnement – soit démontré suffisamment improbable. Cette référence à la probabilité ne doit pas faire croire au lecteur que les objectifs associés à la robustesse soient quantifiés. En pratique, c'est même rarement le cas. La réglementation française étant plutôt en faveur d'une vision déterministe fondée sur l'idée que les installations nucléaires sont aussi robustes que raisonnablement possible, eu égard à des contraintes industrielles, scientifiques, techniques et politiques (Mangeon & Pallez, 2017). Ce choix de placer sa confiance dans la raison de l'ingénieur, plutôt que dans le chiffre, est un trait caractéristique d'une certaine élite d'ingénieurs français comme l'a très bien montré l'historien des sciences Theodor Porter (2017).

Tout bien considéré, la robustesse ne retranscrit pas une réalité objective transcendante, mais repose sur une conviction profonde, commune à l'ensemble des acteurs de l'arène subpolitique de gestion de sûreté nucléaire, qui repose elle-même à la fois sur le respect d'exigences, réglementaires ou non, variables dans le temps et sur une démonstration scientifique dans la capacité d'une installation à bien se comporter face à un certain nombre de situations et d'événements pouvant survenir durant sa durée de fonctionnement. **Dans cette thèse, la robustesse est définie comme la conviction, partagée au sein d'une arène subpolitique, vis-à-vis du caractère robuste d'un objet ou d'un système face aux perturbations qu'il est susceptible de subir, pendant une période donnée, en fonction des objectifs qui lui sont assignés**<sup>32</sup>. Il n'y a donc pas d'état de robustesse définitif, mais plus modestement des convictions vis-à-vis du caractère robuste qui s'appuient elles-mêmes sur un ensemble de travaux scientifiques et techniques, ainsi que sur des modes de preuves qui intègrent inmanquablement des notions de seuil acceptable, de risque résiduel et d'incertitudes. Ainsi, par robustesse parasismique, il ne faut pas comprendre un état de fait, mais plutôt l'existence d'un dispositif composé d'éléments hétérogènes, fait de moyens de

---

<sup>32</sup> Elle diffère de la sorte de la définition qui est généralement donnée à ce mot par les acteurs du nucléaire. Ces derniers confèrent généralement à ce mot le sens d'une propriété qu'ont les matériaux ou les équipements à résister à des sollicitations plus fortes que celles utilisées lors de leur conception : il s'agit en quelque sorte d'un paramètre traduisant une capacité de résistance supplémentaire, non prévue et potentiellement difficilement justifiable. En effet, la robustesse est définie dans un guide ASN comme étant « *la propriété d'un ouvrage ou d'un équipement qui autorise des variations des cas de chargement au-delà des cas de dimensionnement, sans produire une modification brutale de son comportement* » (Guide de l'autorité de sûreté, « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs » ASN 2/01, 26 mai 2006, glossaire ; disponible en ligne : <https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Guide-relatif-a-la-prise-en-compte-du-risque-sismique>)

protection, de cartes de sismicité, de notes de calcul, de tirants métalliques, de fondations profondes, de sols de qualité, de néoprène, d'outils de simulation, de règles, de conventions, d'experts et d'expertises qui contribuent, une fois articulés le long d'une chaîne de transformations, à établir au sein d'une communauté de pratique (Wenger, 1998) ou bien d'une arène subpolitique, une conviction partagée dans la robustesse des installations nucléaires françaises face à la menace sismique. Toute l'histoire du risque technologique peut être lue comme celle de la lutte sociale pour la définition d'un niveau de risque acceptable (Fressoz, 2009 ; Le Roux, 2011), qui se traduit en actes par la définition d'une robustesse limitée, mais jugée suffisante au sein d'une arène qui varie selon les cas. J'ajouterai qu'à chaque industrie, à chaque contexte industriel et pour chaque problématique, il existe une forme particulière de robustesse associée. C'est que la conviction dans le caractère suffisamment robuste d'une activité comme d'un système de production industrielle doit être construite, ou mieux, doit être instaurée.

Le terme instauration tel qu'utilisé dans ce travail reprend l'usage que lui a conféré le philosophe Étienne Souriau (Souriau, 1939, 1943), ou plus exactement les lectures plus récentes de son œuvre depuis le milieu des années 2000 (Courtois-l'Heureux & Wiame, 2006 ; Latour, 2010), notamment celle d'Isabelle Stengers et Bruno Latour dans une préface de la réédition du livre de 1943. Ces derniers présentent le concept d'instauration de Souriau de la façon suivante :

*« Pour Souriau, tous les êtres doivent être instaurés, l'âme aussi bien que le corps, l'œuvre d'art aussi bien que l'existant scientifique, électron ou virus. Aucun être n'a de substance ; s'ils subsistent, c'est qu'ils sont instaurés. Engagez l'instauration dans les sciences, vous allez changer toute l'épistémologie ; engagez l'instauration dans la question de Dieu, vous allez changer toute la théologie ; engagez l'instauration dans l'art, vous allez changer toute l'esthétique ; engagez l'instauration dans la question de l'âme, vous allez changer toute la psychologie. Ce qui tombe dans tous les cas, c'est l'idée, au fond assez saugrenue, d'un esprit qui serait à l'origine de l'action et dont la consistance serait ensuite reportée par ricochet sur une matière qui n'aurait d'autre tenue, d'autres dignités ontologiques, que celle que l'on condescendrait à lui accorder. L'alternative, dite bien à tort « réaliste », n'étant que le ricochet de ce même ricochet ou plutôt son retour par effet boomerang : l'œuvre, le fait, le divin, le psychisme s'imposant alors et offrant leur consistance à l'humain déchu de toute capacité d'invention. L'instauration permet des échanges de dons autrement intéressants, des transactions avec bien d'autres types d'êtres, et cela en science, en religion, en psychologie aussi bien qu'en art » (Stengers & Latour, 2012, p. 15)*

Une partie du travail de Souriau porte sur la métaphore de l'artisan et de la fabrication de son œuvre. Notamment, il utilise l'exemple du potier qui produit sa poterie en apposant les mains sur la terre glaise tournoyante. Le procédé par lequel vient au monde l'œuvre est, dans ce cas, moins une séquence préétablie de manipulations que l'adaptation permanente de la position des mains et de la pression appliquée au tas de terre, qui lui-même, est la résultante de la succession des mouvements déjà effectués par le potier. La réussite de l'œuvre dépend alors de l'habileté de l'artisan à s'adapter au flux plutôt qu'à sa connaissance théorique

préexistante du procédé. La moindre erreur de manipulation, ou succession de manipulations approximatives, et la réalisation de l'œuvre peut être compromise. Le succès du processus créatif est toujours menacé jusqu'au bout, jusqu'au dernier geste, ce que Souriau appelle *l'errabilité fondamentale du trajet* (Stengers & Latour, 2012, p. 8). La forme finale de l'œuvre ne peut alors être considérée comme la stricte réalisation d'un projet intellectuel préexistant. À l'inverse, elle ne peut non plus être considérée comme le résultat inévitable des caractéristiques physico-chimiques de la terre glaise et des mains, et des muscles du potier. Elle doit plutôt être considérée comme le résultat d'un trajet de l'accomplissement, fondamentalement dominé par l'indétermination et l'adaptation, et dans lequel l'artisan n'est qu'un actant parmi d'autres. L'usage de la notion d'instauration a ainsi pour principale vocation d'entretenir le principe que « *Rien n'est donné d'avance. [Que] Tout se joue en cours de route* » (Stengers & Latour, 2012, p. 7) et qu'il est inutile de vouloir distribuer ce qui revient à l'artiste et ce qui revient à la matière, puisque tous émergent conjointement dans l'instauration (Latour, 2010). Dans le cas traité dans ce manuscrit, étudier l'instauration revient à considérer dans l'analyse que, *a priori*, tous les éléments consubstantiels de la robustesse, qu'il s'agisse de théories scientifiques, de choix de conception ou d'exigences de sécurité, émergent dans le même processus et de façon codéterminée. Dans le processus de conception des installations nucléaires, ce sont les trois modes d'existence du risque qui sont fabriqués ensemble de façon cohérente. C'est au cours du processus de conception que sont constituées les méthodologies d'évaluation de l'aléa, les règles de conception et de construction des installations nucléaires. Ces règles et méthodes sont des résultats du processus de conception et non des outils préalables. La cohérence d'ensemble de la robustesse parasismique tient précisément au fait que, tous les éléments sur lesquels elle repose, émergent dans le processus d'instauration.

L'avantage du concept d'instauration, plutôt que de celui de construction notamment, est double. D'une part, il permet de ne pas tomber dans la dichotomie entre constructivisme et réalisme, en ne supposant ni que la robustesse est la simple résultante d'une volonté extérieure, ni la seule réalité possible. D'autre part, l'usage du concept d'instauration plutôt que construction permet de ne pas préjuger du résultat de l'analyse et de reconnaître l'indétermination du résultat et l'importance du trajet puisqu'il ne suffit plus de répertorier les forces sociales en présence au moment de l'action pour expliquer le résultat.

Afin de rendre compte du processus d'instauration, il faut non seulement être attentif à l'instauration située de la robustesse, mais aussi à la robustesse en tant qu'objet transcendant les cas particuliers. De la sorte, il sera vu comment, deux cas emblématiques – la centrale de Fessenheim et la centrale de Tricastin – ont marqué de façon indélébile la robustesse parasismique française. Par ailleurs, l'instauration s'est faite à plusieurs mains selon une succession indéterminée, mais irréversible, de mouvements. Le résultat de cette instauration ne peut être imputé à tel ou tel acteur, à telle ou telle contrainte, mais est le résultat d'un trajet d'accomplissement nécessairement original. La robustesse parasismique est donc le produit d'une histoire tumultueuse que je me suis donné pour objectif d'étudier dans le

cadre de cette thèse. Cette histoire n'est pas seulement celle des inventeurs, concepteurs et bâtisseurs des différentes centrales nucléaires ; elle est également celle des acteurs de la réparation et de la maintenance des ouvrages dangereux. L'instauration de la robustesse ne s'arrête pas à la réalisation de l'œuvre, d'autant plus dans le cas des installations nucléaires, mais se poursuit tant que l'objet vit, tant qu'il est porteur de danger. Ainsi, alors que d'ordinaire l'étude des sciences et des techniques se focalise sur deux processus : la mise en boîtes noires des énoncés et l'ouverture de ces boîtes noires lors de périodes de controverses (Akrich *et al.*, 2006 ; Callon *et al.*, 1986 ; Latour, 1987), ce travail traite également de l'activité de maintenance et de réparation.

En effet, comme Susan Lee Star l'avait fait remarquer, d'une part les boîtes noires ne sont jamais complètement fermées, du moins pas pour tout le monde, et d'autre part, leur stabilité n'est jamais acquise définitivement et nécessite, à l'inverse, un travail continu de réparation et de maintenance (Star, 1990). Ce positionnement est celui défendu par un courant encore émergent des STS, celui des *Repairs and Maintenance Studies* (Denis & Pontille, 2020 ; Henke, 2000 ; Jackson, 2014). Ce courant met l'accent sur la façon dont la réparation et la maintenance agissent comme une main invisible derrière la stabilité des infrastructures (Henke, 2019). Si la maintenance au sens strict, c'est-à-dire au sens des réparateurs et agents d'entretien des objets techniques, a été au cœur des premières études du courant des *Repairs and Maintenance Studies* (Dant & Bowles, 2003 ; Dant, 2005 ; Denis & Pontille, 2014), les auteurs de ce courant ont encouragé, à de nombreuses reprises, l'adoption d'une définition large de l'activité de maintenance (Henke, 2007, 2017, 2019 ; Sims & Henke, 2012), constatant qu'une grande partie du corps social était en réalité impliquée dans des activités visant à maintenir l'ordre technique comme l'ordre social (Barnes, 2016 ; Edgerton, 2006). En s'intéressant aussi bien à la maintenance du corps de Lénine (Yurchak, 2015) qu'au maintien de la crédibilité de la dissuasion nucléaire américaine (Sims & Henke, 2012), les études appartenant au *Repairs and Maintenance Studies* ont mis en avant la variété de formes que prennent cette activité et sa dépendance fondamentale à l'objet et/ou à la situation qu'elle vise à maintenir. C'est ce que Christopher Henke, une figure importante de ce courant, appelle la « *relational ontology of repair* » (Henke, 2019).

Les perspectives ouvertes par les *Repairs and Maintenance Studies* sont particulièrement pertinentes pour l'étude de l'instauration de la robustesse. Elles invitent effectivement à se défaire d'une représentation réductrice de l'activité de maintenance comme simple entretien de l'existant, pour la considérer à l'inverse, comme un espace où se jouent les luttes de pouvoir et l'avenir des infrastructures. En retour, cette thèse, en plus de contribuer à l'étude des arènes subpolitiques, a pour ambition de contribuer aux *Repairs and Maintenance Studies* en apportant une étude de cas aux antipodes de l'image classique du réparateur : une maintenance centralisée, effectuée par des ingénieurs et des scientifiques de haut rang et portant sur un objet très immatériel, la conviction vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires. Il sera question alors de rester attentif à la forme particulière prise par cette activité de maintenance et aux jeux de pouvoir entourant la détermination de ce

qui doit être ou non maintenu, de quelle façon, par qui, etc. Il sera question de voir comment l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire a muté pour accompagner l'évolution du programme nucléaire civil français, de la conception et réalisation à la gestion et au maintien d'un grand parc électronucléaire. Dans ce travail, aucune distinction *a priori* entre l'activité créatrice et l'activité de maintenance ne sera réalisée, et les deux activités sont considérées comme deux moments du même processus d'instauration. L'importance de lier analytiquement la maintenance à la genèse des infrastructures matérielles et de leurs ramifications sociales a été soulignée à plusieurs reprises, notamment par Christopher Henke (Henke, 2007). Il a mis en évidence, lors de la catastrophe de Katrina, comment la répartition des risques se perpétue dans le temps par un travail de maintenance de l'ordre social dont les ressources de justification, le régime de vérité pourrait-on dire, a émergé dans la construction de l'infrastructure. La généalogie des accidents, des défaillances, des difficultés techniques et des solutions élaborées est essentielle pour comprendre la singularité et le caractère toujours situé des technologies. Comme l'exprimait Steven Jackson, en paraphrasant Tolstoï :

*"All working technologies are alike. All broken technologies are broken in their own way"* (Jackson, 2014, p. 228)

De la conception des installations nucléaires dans les années 1960 à leur maintenance après l'accident nucléaire de Fukushima en 2011, ce travail repose sur un empan temporel large qui nécessite de multiplier les sources d'information comme les méthodologies d'enquête.

## Sources et méthodes

Cette thèse repose sur une enquête de quatre années en immersion au sein de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Le projet initial de la thèse est de s'engager dans ce qui est désormais qualifié, par de nombreux auteurs en sciences sociales, de sociologie embarquée (Bourrier, 2010, 2013 ; Dubey, 2013). Ce mode d'enquête a permis une socialisation à la vie de l'IRSN, de suivre le travail de ses salariés au quotidien, d'assister à des réunions techniques, de pénétrer l'arène discrète (Gilbert & Henry, 2012) de la gestion des risques nucléaires en France, habituellement si fermée (Pringle *et al.*, 1982 ; Topçu, 2013; Touraine, 1980). Mais une fois à l'intérieur, c'est le fabuleux trésor archivistique inusité de l'IRSN, relatant l'histoire du travail de création et de maintien de la sûreté nucléaire depuis 1958 à nos jours, qui m'a largement absorbé et qui a finalement été utilisé comme la matière première privilégiée de ce travail. Ainsi, cette recherche qui se voulait strictement sociologique, de prime abord, s'est doublée d'une approche historienne, ou du moins diachronique.



Bien que créé récemment en 2002, l'IRSN possède un fonds d'archives extrêmement riche puisqu'il est l'héritier de l'IPSN créé en 1976, et émanant lui-même de la division de la sûreté du CEA qui existe depuis 1959. Ainsi, les archives techniques et scientifiques de la sûreté nucléaire depuis les années 1950 y sont rassemblées. Ces archives sont la matière première de cette thèse, matière extrêmement riche et pratiquement inusitée. J'ai pu ainsi avoir accès librement à des milliers de documents regroupés dans des centaines de boîtes d'archives, référencées ou non. Les archives de l'IRSN contiennent toute la documentation technique et scientifique, les comptes-rendus de réunions, les relevés de décisions et les échanges épistolaires des acteurs membres des groupes d'études et décisionnaires, en charge spécifiquement des questions de sûreté au sein du monde nucléaire français depuis 1959. Les archives des acteurs qui ont eu la charge de gérer la menace sismique pour les installations nucléaires ne contiennent pas seulement des traces de controverses scientifiques au sein de comités d'experts dans lesquels seraient mêlées des forces sous-jacentes de lobbying tarissant la pureté de l'expertise scientifique ; elles contiennent essentiellement des traces de création de solutions techniques pour faire face, au fil de l'eau, aux menaces émergentes. Ce qui est vu par un travail minutieux est le procédé par lequel des corps d'experts, ingénieurs et scientifiques, travaillent à élaborer le « *truc qui fait le pli des techniques* » (Latour, 2010). C'est un processus inhérent à l'identité de l'ingénieur moderne – l'artisan habité par une volonté de rationalisation scientifique de l'activité créatrice – qui œuvre à « réduire en art » la pratique de création des infrastructures de la modernité (Glatigny & Vérin, 2008 ; Vérin, 1993). L'étude des archives de ces arènes subpolitiques donne à voir moins la volonté d'un groupe à établir le bon niveau de risque, le risque acceptable, qu'à élaborer des solutions pratiques de sécurité.

Cette étude pénètre alors dans l'intimité des experts de la sûreté nucléaire française ; elle chemine sur les méandres de leur histoire et rend compte de leur travail, de leur mode de pensée, de leur création. La proximité du matériau et de l'étude des acteurs, présents comme passés, permet de rendre visible la logique sous-jacente aux décisions, le rapport au risque de ces personnes. Le jugement d'expert – ou jugement d'ingénieur – qui est au cœur des prises de décision dans la gestion des risques est, bien qu'orienté vers un idéal de scientificité, indissociable des notions de précaution, de prudence, de bon sens et d'intuition qui fondent la construction sociale de formes objectivées de jugement considérées comme légitimes (Granjou & Barbier, 2010). Ce travail de thèse permettra de rendre compte de la forme particulière prise par ces jugements dans l'industrie nucléaire, ainsi que de leur évolution au cours du temps. De plus, le nombre limité et la stabilité de la communauté des experts du nucléaire français font que l'influence individuelle sur les modes de jugement collectifs est discernable ; cela renforce d'autant l'aspect construit de telle légitimité.

Évidemment, les archives des experts de l'IRSN ne couvrent pas l'ensemble des personnes engagées dans la résolution des problématiques de sûreté, fussent-elles sismiques, mais l'entrée par le prisme de l'organisme dédié à la sûreté permet, à défaut d'être exhaustive et impartiale, d'analyser en complément, la position relative de ces questions dans le système

sociotechnique d'ensemble au cours du temps. Dit autrement, étudier la trajectoire de la problématique spécifique liée à la sûreté et des acteurs qui l'incarnent, dans une écologie générale du nucléaire, servira comme analyse de deuxième niveau, permettant de rendre compte également de la pertinence des hypothèses de recherche. Étudier mon objet à partir des archives de l'IRSN rend en effet compte de l'évolution de l'IRSN lui-même, ainsi que de l'évolution de sa position dans le régime de régulation. L'utilisation d'une seule source de matière première entraîne une double asymétrie des données de base.

La première asymétrie vient de la surreprésentation des archives de l'IRSN. En réalité, de nombreux documents des autres établissements du nucléaire ont été utilisés, simplement il s'agit seulement des documents qui ont été versés au dossier. L'asymétrie tient au fait que les documents qui permettent de revenir sur la construction de la position des agents de l'IRSN sont disponibles, mais pas pour les exploitants. Ces derniers sont contraints de verser au dossier les rapports techniques sur lesquels reposent leurs positions, mais le plus souvent sur demande de l'IRSN, demande qui se transforme parfois en quête interminable pour obtenir les données de base des exploitants. De ce point de vue, on ne peut jamais être sûr que tous les documents techniques soient présents dans les dossiers. Par ailleurs, les études faisant intervenir des positions d'industriels, comportant les aspects économiques des décisions de sûreté sont pratiquement tout le temps absentes (à quelques exceptions près). J'ai essayé de réduire cette asymétrie en effectuant des demandes d'archives à EDF et au CEA et il faut dire que ces expériences montrent à quel point il était précieux d'avoir un accès privilégié aux archives de l'IRSN.

Pour les deux établissements, une stratégie similaire de rétention d'information et de refus de communication de documents publics a été expérimentée : jouer sur le temps et sur l'épuisement du chercheur. Pour les archives du CEA, une dizaine de mails ainsi que deux entretiens d'une heure chacun, pour préciser ma recherche et même défendre l'intérêt de ma thèse,<sup>33</sup> ont été nécessaires avant toute consultation de document. Au bout de plusieurs mois de tractations,<sup>34</sup> j'obtiens enfin un accès à des documents ; il s'agira finalement des seuls rapports annuels du CEA, qui sont par ailleurs disponibles en ligne. Face à mon désarroi, Odile Froissart et Sophie Delmas, les deux archivistes du centre, me donnent un nouveau rendez-vous car « *elles n'ont peut-être pas réussi à cerner ma recherche qui semble confuse* ». En tout, six mois de tentatives pour deux documents, disponibles sur internet. Évidemment, rapporté au temps de la thèse, la bataille est perdue d'avance. À EDF, la situation est un peu différente. Le centre d'archives est beaucoup plus grand, très organisé et de nombreux chercheurs y ont recours en permanence. Les échanges de mails pour préparer ma venue ont été nettement plus efficaces. Par contre, le résultat et la technique sont relativement similaires. Une dizaine

---

<sup>33</sup> En effet, le contenu des entretiens était pour le moins déstabilisant et je devais répondre à des questions du type : « Pouvez-vous me préciser l'intérêt qu'il y a à chercher des documents sur le risque sismique avant les années 1970 ? » ou encore « Êtes-vous sûr que le CEA ait travaillé sur ces questions parce que moi ça ne me dit rien ? ».

<sup>34</sup> Il faut imaginer qu'entre chaque mail et rendez-vous, il pouvait s'écouler plusieurs semaines, voire mois. On peut attendre un mois pour recevoir en réponse à un mail : « Il faudrait que vous précisez votre recherche ».

d'échanges de mails pour préciser ma recherche. Au moment de ma demande, je cherchais à mettre la main sur les rapports d'études qui ont servi à la construction du spectre sismique de référence pour le palier 900Mw. Grâce aux documents dont je dispose à l'IRSN, j'ai le nom des études, le nom des personnes qui les ont conduites, le nom des services qui en ont eu la charge, et même les références des rapports. Après un long mail détaillant tous ces éléments et rappelant aussi l'intérêt de ma recherche (et non pas simplement l'objet), j'obtiens en retour, au bout de deux semaines, un mail avec en pièce jointe une liste des boîtes d'archives répondant à ma recherche. La déception fut grande, la liste contient cinq boîtes, mais aucune ne porte ni ne contient un élément de ma recherche. Il s'agit d'une collection de boîtes qui porte vaguement sur le sujet du séisme : « séisme et barrage », « expérimentation de propagation des ondes sismiques sur le site de Saint-Laurent-des-Eaux » ou encore une boîte de collection d'articles et de comptes-rendus de conférences de vulgarisation sur le phénomène sismique. Je décide malgré tout de me rendre au centre d'archives dans le nord de Paris pour consulter les boîtes et rencontrer les archivistes. Le contenu des boîtes s'avérera plus intéressant que prévu et certains documents ont été utilisés dans ce travail, bien que ne répondant ni de près ni de loin à ma demande de recherche. Face à l'écart entre ma demande et les boîtes reçues, et face à ma suspicion vraisemblablement perceptible, l'archiviste finit par m'informer que de nombreuses archives ne sont pas communicables ; notamment les archives techniques concernant des centrales en fonctionnement ou en démantèlement qui sont susceptibles d'être utilisées dans le cadre des activités des agents d'EDF. Cela représente la totalité des archives intéressant ma recherche.

Une partie de l'asymétrie a pu toutefois être résorbée pour la période 1960-1975, grâce aux archives personnelles de Jean-Pierre Rothé et de Didier Costes. Le premier fonds est facilement consultable à l'Université de Strasbourg et compte 180 boîtes d'archives personnelles dont 7 concernent exclusivement les liens qu'il a entretenus avec les organismes du nucléaire. À ce titre, je dois remercier grandement Sébastien Soubiran de son accueil et l'École et Observatoire des Sciences de la Terre, pour m'avoir offert des entrevues avec les spécialistes des questions sismiques et m'avoir ouvert librement leurs archives. Ce fonds d'archives a été largement employé pour la rédaction d'un article (Roger, 2018) et a permis d'avoir une vision plus équilibrée sur cette période. Le second fonds a pu être récupéré au cours d'un entretien conduit auprès de Didier Costes, polytechnicien ayant fait carrière au CEA. Ce dernier, alors âgé de 92 ans, était en instance de déménagement et en a profité pour me léguer l'ensemble de ses archives personnelles, depuis versées au fonds de l'IRSN. Ce fonds représentait deux grands cartons de documents en vrac. L'intérêt premier a été de mieux comprendre les liens forts qu'il entretenait avec Claude Plichon d'EDF. Leur relation a été fondamentale dans le règlement des questions sismiques entre 1964 et 1974.

La deuxième asymétrie est temporelle et tient à l'évolution des archives de l'IRSN au cours du temps. Il y a une évolution quantitative avec deux changements d'échelle, un dans la deuxième moitié des années 1970 et un autre au début des années 2000. Pour la première période courant de 1960 à 1975, le tour des archives existantes sur la problématique sismique

pour la sûreté des installations nucléaires a pu être mené. Pour cette période plus reculée, l'archivage est quelque peu anarchique, et rassembler les données portant sur une thématique en particulier a demandé une connaissance intime du fonds d'archives disponible. En effet, les boîtes d'archives portant sur cette période sont peu nombreuses, disséminées entre toutes les installations expérimentales de l'époque. Toutefois, la connaissance partagée du fonds d'archives entre trois chercheurs a permis d'exploiter plus efficacement les archives disponibles. Cette relative exhaustivité sur la thématique sismique a été possible également grâce au fonds Rothé et Costes. Dans cette période, l'ancêtre de l'IRSN participait directement à la conception des installations nucléaires et les débats techniques couvraient tous les aspects, aussi bien économique, technique, scientifique et même politique. L'enquête dans cette période ressemble à celle de l'historien qui parcourt la France à la recherche de bribes d'archives pour croiser les sources et restituer une histoire cohérente à partir d'éléments épars et très hétérogènes.

À partir de la seconde moitié de la décennie 1970 et jusqu'à la fin des années 1990, le lancement du plan Messmer change l'ordre de grandeur de la quantité de travail, d'expertise, de recherche et donc d'archives. En 1976, l'IPSN, l'ancêtre de l'IRSN, est créé au sein du CEA. L'effectif de l'IPSN passe progressivement de 200 personnes en 1970 à près de 1500 en 1979. La quantité d'archives explose et l'organisation du fonds également. Les archives ne sont plus classées par thématique technique et le classement devient multiple. La première logique est que chaque service effectue son propre fonds d'archives. Par ailleurs, un deuxième fonds d'archives est ordonné par centrale nucléaire. Enfin, une troisième logique organise une partie des archives en fonction de leurs types : courriers internes/externes, rapports techniques, Groupe permanent d'experts, etc. Heureusement, pour cette période, le fonds d'archives est très bien référencé et avec l'aide des archivistes de l'IRSN ainsi que du logiciel SPARK et moteur de recherche ASK, il est possible de trouver relativement rapidement ce que l'on cherche, mais il faut abandonner l'idée d'avoir une vue d'ensemble. Dans cette période, l'IPSN n'est plus intégré dans le processus industriel de développement du parc, mais occupe déjà une position d'expert extérieur sur les questions de sûreté. Ainsi, la relation entre exploitants et IRSN commence à se structurer et se formaliser, ce qui engendre la disparition de certains aspects stratégiques de la sûreté, notamment les aspects économiques. Par contre, le développement des aspects scientifiques et techniques se fait toujours autour de groupes de travail mixtes EDF-IRSN, ce qui permet d'avoir un très bon suivi des évolutions des connaissances des deux côtés de l'expertise. Pour cette période, la méthodologie d'enquête évolue. Depuis les différents sites de l'IRSN, j'ai accès à de très nombreuses boîtes d'archives (plusieurs dizaines de kilomètres linéaires dans le langage des archivistes). Avec l'aide précieuse des archivistes, j'ai pu chercher efficacement tout le contenu relatif à la robustesse parasismique en parcourant les différents fonds et couloirs des centres d'archives de l'IRSN. Le plus gros du travail consiste alors à ouvrir les centaines de boîtes, parcourir leur contenu, le croiser avec les autres boîtes, dresser la généalogie des événements et sources. Face à la tâche énorme que cela représente, la stratégie a été de dresser d'abord la succession

des rapports techniques les plus importants et de rechercher ensuite tous les documents utilisés à sa conception ou faisant référence à son utilisation dans le règlement des dossiers. Cette organisation a donné une couleur particulière à la deuxième partie de cette thèse et dans une moindre mesure à la troisième : le récit est structuré par la succession des rapports de sûreté.

La période qui s'ouvre avec les années 2000 est à la fois celle de l'essor de l'informatisation systématique et de la dématérialisation des données d'expertise, et en même temps, celle de l'ouverture relative du système d'expertise. En 2002, l'IRSN, indépendant du CEA est créé. En 2006 est promulguée la loi sur la transparence et la sûreté nucléaire. À partir de cette période, la transparence et l'exigence d'audibilité du régime de régulation vont complètement modifier les données ainsi que leur accès. Premièrement, les dossiers d'expertise enflent terriblement et l'écrit se formalise également. Les rapports de sûreté passent progressivement de 50/100 pages à 400/600 pages, et dans un français de moins en moins facilement compréhensible. Les tensions et débats sont lissés et la réalisation des compromis devient plus discrète. Par ailleurs, dans cette période récente, les données ne sont pas nécessairement archivées et sont le plus souvent disposées directement dans les bureaux des agents de l'IRSN ou dans le répertoire du serveur informatique où seules les personnes intéressées ont accès. Étudier l'expertise dans cette période nécessite une stratégie de recueil de données très différente. La stratégie adoptée a été de cerner certaines instructions en particulier et faire une demande hiérarchique explicite pour avoir accès au dossier. Un autre moyen a été de constituer soi-même un dossier en collectant, au cours d'entretiens, de réunions ou de simples discussions informelles, les données nécessaires pour traiter une question. L'autre moyen mis en œuvre a été de participer directement à l'une de ces instructions en tant qu'observateur. La sociologie embarquée a alors été un moyen nécessaire pour l'analyse de la période la plus récente couverte par ce travail. C'est en se mêlant aux quotidiens des experts de l'IRSN et en participant à des réunions et en échangeant avec eux sur leur travail, qu'il a été possible de se fournir les informations nécessaires.

De ce fait, ce travail combine plusieurs méthodes d'enquête et plusieurs terrains. Cette multiplicité a été mise en œuvre pour pouvoir suivre dans la durée et malgré la discontinuité des sources d'information, les différents temps de l'instauration de la robustesse parasismique.

## **Organisation de la thèse**

La thèse est organisée à la fois thématiquement et chronologiquement. Il y a, en fait, une congruence des périodes temporelles et des concepts. En pratique, la thèse est découpée en quatre parties de deux ou trois chapitres chacune.

La **première partie** de la thèse porte sur l'élaboration de la robustesse parasismique des installations nucléaires en France. Dans cette partie, il s'agira de voir comment la construction des installations nucléaires s'est adaptée à la menace sismique pour assurer leur sûreté, mais aussi comment l'évaluation et la compréhension de l'aléa sismique ont évolué pour répondre au besoin de sûreté des installations nucléaires. Cette élaboration s'est réalisée en deux temps. Le premier temps a été celui de la mise en équivalence de la menace sismique et des centrales nucléaires, et le second temps celui de l'implantation du processus d'instauration de la robustesse parasismique au sein du processus de concrétisation des réacteurs nucléaires. Le **premier chapitre** traite de la prise en main de la question des risques sismiques par les experts du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) au début des années 1960, à l'occasion de l'ouverture d'un centre de recherche à Cadarache, dans une région relativement sismique de la France métropolitaine. Pour la première fois, des acteurs en charge du développement technologique des utilisations de l'énergie nucléaire en France élaborent un espace de commune mesure entre le phénomène sismique et l'installation nucléaire. Lier le phénomène naturel et l'artefact humain va alors les conduire à rassembler des données éparses existantes par ailleurs, en particulier en Californie, et à les articuler de façon nouvelle le long d'une chaîne de transformations entre séisme et centrale pour correspondre aux besoins de l'industrie nucléaire. Il s'agit alors de poser le problème de la menace naturelle en défis techniques. Le **deuxième chapitre** traite du passage du processus d'instauration des mains du CEA à celles du deuxième acteur historique de l'énergie nucléaire en France, EDF. Dans la deuxième moitié des années 1960, EDF s'est vu confier la mission de développer une industrie de production d'électricité d'origine nucléaire compétitive à l'échelle internationale, ce qui a eu pour conséquence de conjuguer la robustesse parasismique à une logique d'optimisation généralisée. Ce travail s'est réalisé autour du projet de construction d'une centrale nucléaire sur le site de Fessenheim. Entre 1964 et 1974, le projet connaît de nombreux rebondissements. À l'origine voulu comme le premier réacteur nucléaire de technologie française compétitif sur le marché de la production électrique, il sera finalement le prototype d'une série de réacteurs de technologie américaine constituant aujourd'hui le parc électronucléaire français. Pendant les dix années du projet Fessenheim, c'est tout le génie parasismique qui est remodelé pour répondre à l'exigence d'une technologie robuste et économique à la fois. Le cas de Fessenheim est déterminant en ce qu'il a servi de base à la création d'un modèle standard, répliquable, de centrale nucléaire. Or, la mise en série des réacteurs nucléaires a, elle, bouleversé la logique de l'instauration de la robustesse ancrée localement entre une installation particulière et un environnement particulier. Désormais, il est question de systématiser l'instauration de la robustesse pour correspondre à la généricité des réacteurs par l'élaboration d'une convention d'équivalence entre les différents modes d'existence du risque. À la fin de cette partie, en 1974, tout semble prêt en France pour lancer un vaste programme industriel de construction de centrales électriques à énergie nucléaire : un modèle standardisé et répliquable est prêt à être reproduit à loisir sur tout le territoire.

**La deuxième partie** de la thèse porte sur la réalisation du grand projet industriel nucléaire entre 1974 et 1985 et sur les difficultés rencontrées localement. Le **chapitre trois** porte précisément sur la mise à l'épreuve de l'instauration de la robustesse parasismique sur le site de Tricastin, dans la Drôme. La variabilité du phénomène sismique, et plus exactement la spécificité de la sismicité d'une partie de la France par rapport à celle de Californie, ou même de Fessenheim, remettent en cause la robustesse parasismique du projet. Plutôt que d'annuler le projet, les ingénieurs et experts de l'arène subpolitique de gestion des risques nucléaires s'attèlent à modifier la chaîne de transformations liant le séisme et la centrale, et à multiplier les conventions d'équivalence pour prouver la robustesse des projets *a priori* hors standard. Pour la première fois, l'instauration de la robustesse parasismique ne se concrétise pas à travers la pratique de conception, mais par une pratique nouvelle d'évaluation ou de démonstration de robustesse. Puisqu'il n'est plus question de changer la conception des centrales nucléaires, il faut réussir à démontrer la robustesse du modèle standard face à des environnements changeants. Cette démonstration a nécessité d'une part, que les acteurs de l'arène se saisissent et redéfinissent toute la sismologie française, et d'autre part, de considérer les centrales non plus comme des objets à concevoir, mais comme des objets naturels pouvant faire l'objet d'études scientifiques pour trouver de nouvelles sources de robustesse. De ce cas particulier émerge finalement le cadre générique qui structure l'évaluation, le contrôle et la surveillance de la robustesse des installations une fois en service, par la parution d'une règle technique. Le **chapitre quatre** porte précisément sur cette montée en généralité du cas du Tricastin : il s'agit alors d'établir une preuve scientifique généralisable à partir d'un cas pratique particulier. La dissociation de l'activité de conception et de l'activité d'évaluation de la robustesse va être inscrite dans une règle technique, ce qui permettra de pérenniser un état de fait selon lequel des centrales nucléaires sont considérées comme plus résistantes que ce pour quoi elles sont conçues. À la fin de cette partie, tout semble acquis, les sites sont choisis, les centrales construites ou en construction, la robustesse des différentes centrales est attestée. Toutefois, il demeure une divergence de position entre les acteurs dans le sort à réserver aux cas limites, ceux qui dérogent à la norme sans pour autant remettre en cause la robustesse et qui vont devenir de plus en plus pesants au fil du temps.

**La troisième partie** porte sur la mise en place d'une forme très singulière de maintenance de la robustesse des installations nucléaires désormais en fonctionnement entre 1985 et 2011. Celle-ci est fondée sur des exercices décennaux de reconception théorique des installations nucléaires existantes à partir des nouvelles connaissances disponibles. Dans ce processus de maintenance, la marge de sécurité joue un rôle essentiel en tant qu'espace de manœuvre pour intégrer les nouvelles connaissances sans que cela ait de répercussions systématiques sur les installations. Le **chapitre cinq** porte sur la naissance d'une divergence de position sur les modalités de conduite de la maintenance entre deux acteurs de l'arène subpolitique. D'un côté, EDF, l'exploitant des centrales nucléaires, qui prône une maintenance par la stabilité de l'objet technique. Il s'agit alors de consommer toutes les marges de sécurité obtenues par des pratiques de conception conservatives afin de démontrer la robustesse des installations

malgré l'évolution des connaissances. De l'autre côté, l'IRSN, qui prône à l'inverse le maintien des marges de sécurité et l'adhésion aux meilleures connaissances et pratiques disponibles, engendrant une maintenance de la robustesse beaucoup plus coûteuse. Le **chapitre six** porte sur la tentative de faire converger ces deux visions de la maintenance dans la refonte de la chaîne de transformations entre séisme et centrale, et dans l'édiction de nouvelles conventions d'équivalence permettant de fonder la conviction vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires. Il s'agit alors d'une tentative pour revenir à un mode de fonctionnement antérieur de l'arène subpolitique qui repose sur l'émergence de consensus technico-économiques entre les experts de l'IRSN et d'EDF. Dans le **chapitre sept**, il sera question de voir comment, malgré la tentative de réconciliation, les deux visions de ce que devrait être la maintenance se sont affrontées à nouveau sur le cas de la prise en compte du risque sismique. Pour la première fois, l'émergence d'une position partagée au sein de l'arène subpolitique ne s'est pas produite par la recherche d'un consensus technique, mais par un arbitrage de l'Autorité de sûreté nucléaire. Cette situation, qui ne contente personne, va être chamboulée en mars 2011 par l'accident nucléaire à la centrale de Fukushima Daiichi.

La **quatrième partie** de la thèse est consacrée au travail de réparation de la robustesse parasismique des installations nucléaires après l'accident nucléaire de Fukushima. L'accident japonais a fissuré la conviction des acteurs de l'arène subpolitique française de gestion des risques nucléaires dans la robustesse des installations nucléaires, dont ils sont les garants. Le **chapitre huit** porte sur le processus de retour d'expérience mis en place en Europe et en France, les *stress tests*, ainsi que sur la solution envisagée pour rétablir la robustesse, le Noyau-dur. Il s'agira de voir comment la forme de la réponse apportée à l'accident est non seulement le résultat de l'analyse de l'accident au Japon, mais également le résultat de luttes intestines préexistantes au sein de l'arène. Le **chapitre neuf** montre, quant à lui, de quelle façon la réponse à l'accident de Fukushima en France, à l'origine pensée comme devant être indépendante du cours de l'instauration de la robustesse, l'a finalement complètement fait bifurquer. Il s'agira alors de voir comment la réparation de la robustesse après l'accident de Fukushima s'est transformée en argument en faveur de la prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires au-delà de leur limite initiale.

En **conclusion**, je reviendrai sur le processus d'instauration et sur sa structuration en quatre étapes : l'élaboration, la réalisation, la maintenance et la réparation. Par-là, j'espère montrer l'intérêt d'étudier ce processus pour apporter un regard nouveau sur les risques industriels en général et pas uniquement sur les risques nucléaires.



# Partie I : Élaborer la robustesse parasismique de l'industrie nucléaire

Comment la question du séisme a été constituée en objet de préoccupation des ingénieurs en charge de bâtir l'industrie électronucléaire ? Comment en sont-ils venus à élaborer une forme particulière de robustesse parasismique adaptée aux installations qu'ils conçoivent et construisent ? Comment cette robustesse a été façonnée par un investissement important de la part des acteurs d'une arène spécifique, l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire, ces acteurs cherchant à dépasser les limites des savoirs et des pratiques antérieures de génie parasismique, jugées insuffisantes pour atteindre les objectifs de sécurité des installations nucléaires ? Ce sont ces questions qui sont au cœur de cette première partie. Elle retracera comment le séisme, considéré jusqu'alors comme une menace trop improbable pour être prise en compte dans la sûreté des installations nucléaires, est devenu un sujet incontournable pour acquérir la qualité de robustesse de ces installations.

L'élaboration de la robustesse parasismique pour les installations nucléaires s'est jouée dans un processus semblable à celui mis en avant par Alain Desrosières dans son histoire de la raison statistique. Ce dernier montre en effet comment des pratiques scientifiques et des pratiques administratives, à l'origine éloignées, ont été articulées par des investissements de forme coûteux<sup>35</sup> redéfinissant à la fois les pratiques de gouvernement et les méthodes mathématiques par la construction de conventions d'équivalence (Desrosières, 1993). Dans le cas traité dans ce manuscrit, il s'agira de voir comment l'élaboration de la robustesse parasismique a nécessité d'explorer l'aléa sismique, ses conséquences pratiques sur une installation nucléaire ainsi que d'élaborer des réponses techniques pour que celles-ci ne compromettent pas la sûreté de celle-là. De la sorte, il s'agira de voir comment la construction des installations nucléaires a été adaptée à la menace sismique pour assurer sa sûreté, mais aussi comment l'évaluation et la compréhension de l'aléa sismique ont évolué pour répondre au besoin de sûreté des installations nucléaires à un coût jugé acceptable par l'industriel.

L'élaboration de la robustesse parasismique s'est réalisée en deux temps. Le premier est celui de la découverte - la découverte de l'aléa sismique en France, la découverte des pratiques courantes de génie parasismique et la découverte de la spécificité des installations nucléaires - et de la prise en main progressive de la problématique par les acteurs de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire. C'est notamment autour du projet de construction d'un réacteur à neutrons rapides sur le site de Cadarache, que les experts du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) vont faire appel à l'expertise d'une entreprise privée, reconnue pour ses compétences dans la sécurité industrielle, le Bureau Veritas, ainsi qu'à un expert

---

<sup>35</sup> Il emprunte la notion à Laurent Thévenot (1986).

américain, pour les aider à réaliser la transformation de la donnée, le long d'une chaîne de transformations allant du séisme comme aléa, au séisme comme force d'action sur les installations et enfin à la réponse des installations à cette force d'action. L'élaboration de cette chaîne de transformations permettait alors d'adapter les pratiques de conception pour assurer la sûreté d'une installation particulière face à un aléa sismique déterminé. De la sorte, dans ce premier temps, il s'agit de traduire une menace naturelle en défi technique.

Le deuxième temps est celui de la réalisation de ce défi technique, celui de la conception d'une installation nucléaire robuste au séisme en France, en intégrant des exigences de rentabilité à la machine. Au milieu des années 1960, la volonté de développer une technologie de réacteur nucléaire de production d'électricité, qui soit compétitive par rapport aux autres sources d'énergie, est un objectif central de l'industrie nucléaire. Pour réaliser cela, la sûreté est soumise à une logique d'optimisation qui impacte la conception. Cette optimisation a rendu nécessaire l'intégration de la robustesse parasismique au processus de conception des installations nucléaires. Effectivement, l'idée n'est plus d'assurer cette robustesse par l'adjonction de renforts ou de dispositifs supplémentaires de protection, mais de développer une technologie qui soit intrinsèquement robuste au séisme. Une fois intégré, il est possible de vérifier la robustesse d'une conception à un aléa sismique nouveau ou bien de l'adapter en fonction. La prise en compte du séisme dans la conception oblige effectivement à élaborer une chaîne de transformations permettant de faire passer les connaissances en matière d'aléa sismique, comme de comportement des matériaux, en paramètres physiques d'une installation. Ce deuxième temps du processus d'élaboration de la robustesse parasismique a pris place entre 1964 et 1974 sur le site de Fessenheim, localité située à la frontière allemande.w

L'examen se fera en deux temps correspondant chacun à un type de technologie particulière. Sur le site de Fessenheim, dans un premier temps, l'enjeu est de construire un réacteur de technologie française sur le site frontalier. La logique d'optimisation économique a poussé les ingénieurs et les experts d'Électricité de France (EDF) à décliner la relation entre le séisme et la centrale à l'échelle non plus de l'ensemble technique – comment la centrale réagira au séisme – mais à celle des individus techniques – comment tel ou tel système ou dispositif de la centrale se comportera en cas de séisme. Ensuite, par l'utilisation des premiers codes de calcul informatique, ils ont cherché à prendre en compte la variabilité des phénomènes – variation de l'aléa, variation de la réponse de l'installation et coûts et risques associés.

Le second temps se joue entre 1969 et 1974 ; alors que la technologie française de réacteur est abandonnée au profit d'une technologie américaine, le site de Fessenheim est repris pour accueillir la première centrale de cette nouvelle technologie. À l'instar de la plupart des transferts technologiques, comme l'a révélé notamment l'historien des techniques Thomas Hughes (1987), la construction d'une centrale de conception étrangère sur le site de Fessenheim s'est accompagnée d'un important travail d'adaptation. Cette adaptation a été l'occasion de poursuivre et de tester la chaîne de transformations permettant la mise en

équivalence du séisme et de la centrale, et ainsi de contribuer à affranchir l'objet technique de son milieu. Enfin, la centrale de Fessenheim a été prise comme référence pour l'élaboration d'un modèle standard de réacteur, répliquable sur l'ensemble du territoire français. Ce dernier passage a visé à séparer l'objet technique du milieu géographique de la France métropolitaine et concevant un modèle de réacteur robuste à l'aléa sismique en tout point du territoire.

# Chapitre 1 : Menace naturelle et défis techniques

*« Les compositeurs, qui conçoivent et manufacturent les nouveaux matériaux [...] Créateurs d'artifices humains, ils œuvrent en connivence avec la nature et les structures qu'elle autorise. Jouant sur les contraintes mécaniques, physiques, ou chimiques de la matière, ils avancent à leur tour leurs propres contraintes d'usage, de rendement ou de sécurité pour façonner un mixte de nature et de société. »  
(Bensaude-Vincent, 1998, p. 295-296)*

Ce chapitre a pour objectif de rendre compte de la prise en compte progressive de la problématique sismique dans la sûreté nucléaire en France. En recourant à des expertises extérieures, les acteurs du nucléaire vont se saisir de la question sismique pour transformer les connaissances sur la menace naturelle en défis techniques solvables. Cela passe par la mise en équivalence, le long d'une chaîne de transformations, du séisme comme phénomène naturel et du séisme comme source d'action mécanique sur les installations nucléaires jusqu'au milieu des années 1960, l'industrie nucléaire est dans une phase largement expérimentale : elle est composée d'une multitude de réacteurs expérimentaux de recherche et d'un petit nombre de réacteurs de puissance produisant de l'énergie<sup>36</sup>. Les installations sont toutes différentes, avec des technologies encore en cours d'élaboration. Les développements scientifiques et techniques visent moins à la production d'une machine énergétique performante qu'à produire des éléments de fission, du plutonium ou de l'uranium fortement enrichis, indispensables au programme nucléaire militaire (Dänzer-Kantof & Torres, 2013 ; Hecht, 2009). Dans cette première période qui couvre globalement 1945-1960, la sûreté est alors un moyen de réalisation d'un projet technique complexe. Comme l'a montré Rodney P. Carlisle sur le cas des installations du « projet Manhattan », qui donna naissance aux deux premières bombes atomiques larguées sur les villes japonaises d'Hiroshima et Nagasaki, la fabrication des matières radioactives a nécessité la construction d'infrastructures industrielles nouvelles, dans lesquelles la sûreté n'est pas qu'un moyen d'éviter l'accident ou de protéger les employés, mais est avant tout pensée et utilisée comme

---

<sup>36</sup> Les réacteurs de puissance sont une catégorie de réacteurs ayant pour fonction de produire de l'énergie, tandis que les réacteurs expérimentaux en consomment pour d'autres fins (développer des connaissances, tester de nouvelles technologies, etc.). Toutefois cette distinction n'a pas de valeur heuristique du point de vue du mode d'existence des objets techniques, les deux types de réacteurs concourant au même processus de concrétisation. Ici, cette distinction est surtout faite pour soulever une différence de taille entre des petits réacteurs de laboratoire et de grandes usines de production.

un outil essentiel au bon fonctionnement de la machine (1997). Du point de vue des ingénieurs de DuPont qui avaient la charge du développement des infrastructures du projet Manhattan, les usines se différenciaient peu, en théorie, des usines chimiques qu'ils avaient l'habitude de concevoir (Carlisle, 1997 ; Keller & Modares, 2005 ; Teller, 1960). Par contre, le confinement des matières radioactives qui émettent des radiations traversant la matière posait, lui, un immense challenge technique. Le succès du projet est alors passé par l'inclusion de la physique nucléaire dans les processus de conception (Rhodes, 1986 ; Thayer, 1996). Cette inclusion s'est réalisée au travers d'une collaboration étroite - et parfois conflictuelle - entre les physiciens universitaires et les ingénieurs des grandes entreprises (Zwicker, 2005).

Le programme nucléaire français était, à l'origine, entre les mains des physiciens comme Frédéric Joliot-Curie, qui fabriquait leurs propres machines dans leur laboratoire de Fontenay-aux-Roses (Pinault, 2000). Dans les années 1950, le programme nucléaire passe progressivement aux mains des ingénieurs de Polytechnique. Or comme le montre Dominique Pestre, dans l'après-guerre, le parcours des meilleurs élèves de l'École polytechnique est de se spécialiser dans la physique nucléaire au sein du laboratoire Louis Leprince-Ringuet et d'effectuer une ou plusieurs années d'études, voire leur doctorat de physique dans les laboratoires et instituts de pointe du programme nucléaire américain (Pestre, 1994). À leur retour en France, ils s'engagent pleinement dans le programme nucléaire français. Ces élèves possèdent la double casquette d'ingénieur et de physicien ce qui a pour conséquence de mettre les problématiques de physique nucléaire au cœur des processus de conception (Foasso, 2003). C'est seulement au tournant des années 1960 que, sous l'influence des États-Unis et de la Grande-Bretagne qui ont déjà élaboré une discipline nommée « sûreté nucléaire », un petit groupe d'ingénieurs du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) commence à penser la sûreté comme un objet autonome, qui se distingue du seul objectif performatif des machines. La décennie 1960 marque, en effet, l'essor de la phase industrielle du programme nucléaire français et avec lui l'augmentation de la puissance des réacteurs, de la quantité de matières radioactives et du nombre d'installations de production, faisant peser un danger potentiel croissant sur les populations et faisant symétriquement croître le besoin de sécurisation et de fiabilisation du procédé industriel. Pour limiter l'augmentation du risque, les acteurs impliqués dans le développement du programme nucléaire français se sont engagés dans un processus d'instauration de la robustesse des installations et pour cela ont travaillé à renforcer la fiabilité technique et humaine de l'ensemble technique.

Cette décennie 1960 est caractérisée en France par la coexistence de ce que Gabrielle Hecht appelle deux régimes technopolitiques dans le nucléaire (2009). De façon schématique, coexistent deux camps technico-politico-industriels qui partagent l'ambition commune de redonner son « rayonnement à la France », sans partager le moyen d'y arriver : le premier, incarné par le CEA, envisage le développement d'une technologie nucléaire entièrement française autour de grands groupements industriels pouvant maîtriser l'ensemble de la

construction de centrales électronucléaires, pour devenir un leader mondial dans une technologie d'avenir (Krige, 2008) ; de l'autre côté, Électricité de France (EDF) incarne un second régime qui a une vision plus pragmatique, celle de fournir à la France une énergie en quantité suffisante pour assurer son indépendance et à un coût relativement bas pour faciliter sa croissance, et cela quelle que soit la technologie utilisée.

Ce chapitre porte sur la première phase d'instauration de la robustesse parasismique, entre 1960 et 1964, au sein du régime technopolitique du CEA qui correspond à la fois au début de l'autonomisation de la sûreté au sein de l'industrie nucléaire française et au début de la prise en compte de la problématique soulevée par la menace sismique. Cette première phase est celle de la découverte : la découverte du phénomène naturel, la découverte des rouages de l'ingénierie parasismique, mais plus encore la découverte des manquements et insuffisances de la pratique courante d'ingénierie pour remplir les objectifs de robustesse envisagés dans l'industrie nucléaire. Face à cette découverte, les ingénieurs du CEA jugent nécessaire d'élaborer une démarche, des appuis conventionnels pour l'action, des connaissances et des solutions pratiques pour appréhender ce phénomène et le rendre compatible avec la sûreté nucléaire.

Pour montrer la prise en compte progressive de la problématique du séisme dans la sûreté, ce chapitre procède en trois temps. Dans un premier temps, il traite de l'émergence de la problématique sismique, qui est issue de la conjonction entre la création au sein du CEA d'une instance dédiée au traitement des questions de sûreté, et l'irruption du séisme comme menace pour la sûreté des installations nucléaires sur le territoire métropolitain. Dans un second temps, il revient sur un ensemble de déboires vécus par les acteurs de la sûreté nucléaire lors de la réalisation de projets d'installation nucléaire et en particulier celui du réacteur Rapsodie sur le site de Cadarache. Dans un dernier temps, le chapitre examine comment les acteurs de la sûreté nucléaire ont élaboré, sur les ruines des pratiques passées, une démarche qui permettrait enfin d'entrevoir l'horizon d'une robustesse parasismique acquise.

## **1.1. La problématique sismique au début du nucléaire**

Le séisme comme motif d'inquiétude pour la sûreté des installations nucléaires – comme source d'accident et donc de contamination radioactive de l'environnement et des populations – peut sembler aller de soi. Pourtant, cette problématique s'est développée progressivement et à des niveaux variables selon les contextes. L'histoire débute en 1957 avec le projet d'installation d'une centrale nucléaire à Humboldt Bay, en Californie, dans une des régions les plus sismiques de la planète. Une opposition, faite d'élus locaux et de citoyens, s'est constituée pour faire échouer la procédure d'autorisation au motif que la sismicité de la

région faisait peser un risque trop grand pour la sûreté de l'installation et *de facto* pour la population. La controverse porte alors sur l'évaluation de l'aléa sismique et plus précisément sur la potentialité de l'existence d'une faille sismique sous la centrale nucléaire. Pendant dix années, la controverse se poursuit sans que l'exploitant n'arrive jamais à démontrer de façon suffisamment certaine la robustesse parasismique de son installation – soit en prouvant l'absence de faille sismogénique sous son installation, soit en prouvant que l'installation peut résister à un séisme qui surviendrait sur une faille à l'aplomb du site – et le projet sera annulé en 1966 (Okrent, 1981). Par la suite, tous les projets de centrales nucléaires en Californie sont l'objet de débats vifs autour de la question sismique : y a-t-il une faille sous la centrale ? À quelle distance la faille la plus proche se situe-t-elle ? Si un séisme se produit sur cette portion de faille, quels mouvements doit-on envisager pour la centrale ? Y a-t-il un risque de liquéfaction du sol, ou d'éboulement ? La centrale pourrait-elle résister à un mouvement du sol de plusieurs dizaines de centimètres ? Avec quelle certitude ? Etc. C'est l'incapacité à trancher définitivement ces questions par une démonstration scientifique robuste qui a donné un caractère interminable à ces controverses. Dès qu'une décision est prise, une nouvelle étude vient la remettre en question dans les années qui suivent et le dossier se réouvre. Conséquemment, les controverses entre les exploitants, le régulateur américain et des experts indépendants mandatés par les opposants ont systématiquement entraîné des retards dans les procédures d'autorisation, de construction, de lancement, des arrêts anticipés pour amélioration, des arrêts définitifs ou encore des annulations de projets<sup>37</sup>. Ainsi, l'instauration d'une robustesse parasismique des installations nucléaires, en Californie et plus largement aux États-Unis, s'est déroulée dans un cadre de contestation publique, par une mise en doute continue des bienfondés des démonstrations de robustesse proposées par les industriels.

Richard L. Meehan, ingénieur civil diplômé du *Massachusetts Institute of Technology*, est un des fondateurs d'une société de consulting qui est impliqué dans nombre de ces controverses en tant que conseiller aux autorités publiques locales et nationales. Dans les années 1980, il a publié un livre dans lequel il revient sur la situation inextricable de controverses en série sur les problèmes de choix des sites pour les installations nucléaires en Californie. Il met en scène le contenu de ces controverses par le dialogue suivant entre les différentes parties prenantes :

*“Owner/Manager [of the plant]: We propose to develop this building at a site that my advisors assure me is not on the San Andreas or other hazardous fault zone.*

*Geologist: My studies conclude nonetheless that there could be a fault under the site. Not likely, but ...*

*Structural Engineer: I cannot design a building to accommodate faulting. There is nothing in the code that covers that.*

---

<sup>37</sup> Pour le cas de *Humbolt Bay* et plus généralement les aspects réglementaires liés au choix des sites, voir Okrent (1981). Pour les déboires de construction de la centrale nucléaire de *Diablo Canyon*, notamment du fait des normes sismiques, voir Perrow (1984), pour les aspects de contestation publique, voir Evered (2010) ; et pour le statut particulier donné à la centrale la régulation du risque nucléaire aux États-Unis, voir Bourrier (1998). Pour les controverses géologiques et sismologiques autour des projets nucléaires californiens, et particulièrement *Bodega Bay*, *San Onofre* et *Vallecitos*, voir Meehan (1984).

*Members of the Public: You want to come in here and block my view of the green foothills with this building and cause traffic congestion, and now we find out that on the top of everything you want to build this monstrosity on an earthquake fault, thereby threatening lives of women and children.*” (Meehan, 1984, p. 58-59)

Plusieurs points récurant de la problématique sismique pour les installations nucléaires apparaissent dans ce dialogue. Premièrement, du point de vue du géologue, il est très difficile de se prononcer avec certitude sur l’absence de faille sismique dans un espace donné. Cette incertitude latente peut être, comme il sera vu dans la suite du manuscrit, élargie à pratiquement l’ensemble des connaissances mobilisées dans l’évaluation de l’aléa sismique. Deuxièmement, l’ingénieur des structures, qui a la charge de concevoir l’installation nucléaire, prévient d’emblée que les codes de construction sur lesquels il s’appuie ont des limites et, en l’occurrence, rien ne permet de concevoir une installation qui serait disposée sur une faille sismique et qui résisterait aux déplacements plastiques du séisme<sup>38</sup>. De la sorte, il renvoie la responsabilité aux géologues de s’assurer que l’environnement du site sélectionné pour l’implantation de l’installation nucléaire est compatible avec le domaine de validité couvert dans les codes de construction. On voit d’emblée que la robustesse parasismique d’un projet se joue ici, dans une mise en équivalence entre les sciences de la terre, représentant le phénomène naturel, et l’ingénierie de conception, représentant les capacités humaines de construction. Les rôles de l’exploitant et du public, ou du politique, sont extérieurs au développement de la chaîne de transformations et se nourrissent de ces résultats. Si la communauté des géologues s’accorde sur la définition d’un aléa et que la communauté des ingénieurs s’accorde sur la capacité de construire un bâtiment qui y résiste, alors l’affaire est bouclée. Toutefois, l’accord entre les géologues d’un côté et les ingénieurs de l’autre, ainsi que la mise en équivalence de la menace et de la réponse sont rarement établis. Dans ce cas de figure, exploitant et public peuvent agir sur le déroulement des débats en ajoutant des experts, en changeant les exigences de preuves ou l’unanimité des accords. En Californie, la problématique du risque sismique est l’objet, depuis le séisme de San Francisco en 1906, d’un grand investissement des scientifiques et des pouvoirs publics (Geschwind, 2001), mais également de la population avec la constitution de communautés de citoyens experts des questions sismiques, que Charlotte Cabasse-Mazel a appelé les « *earthquake junkie* » (2015).

La situation en France est très différente pour deux raisons : la première tient au fait que la France, métropolitaine du moins, est largement considérée comme une région peu, voire pas

---

<sup>38</sup> Dans cette thèse, les adjectifs *plastique* et *élastique* seront souvent employés pour caractériser les mouvements sismiques ou les mouvements des installations après un séisme. La distinction entre ces deux termes tient à la permanence des effets causés par le séisme. Par exemple, pendant un séisme, un bâtiment peut se déplacer, mais revenir à son emplacement initial après le séisme : on parle alors de déformation élastique. À l’inverse, suite au séisme, un bâtiment peut subir des déformations permanentes, appelées déformations plastiques, et qui causent des dommages physiques. De la même manière, les effets d’un séisme peuvent être classés en deux catégories : il y a des mouvements plastiques le long de la faille (les deux versants de la faille coulissent définitivement) et des mouvements élastiques sous forme d’ondes qui propagent dans le sol l’énergie émise lors du phénomène sismique. Il faut noter que les mouvements élastiques du séisme peuvent occasionner des déformations plastiques des bâtiments.



sismique ; la seconde tient au fait que les problématiques de robustesse parasismique se sont largement développées dans des arènes subpolitiques discrètes. Le phénomène sismique est historiquement largement négligé par les ingénieurs français de construction. Ce présumé est très pesant au milieu des décennies 1960, comme en témoigne cet extrait d'un article d'une revue spécialisée d'ingénierie portant sur la publication prochaine des premières règles de construction parasismiques pour la France métropolitaine :

*« Beaucoup de nos lecteurs s'étonneront peut-être à première vue de voir un tel sujet largement traité dans nos colonnes, mais ils découvriront qu'en de nombreuses régions la France est, beaucoup plus qu'ils ne l'imaginaient sans doute, exposée aux menaces de tremblement de terre »<sup>39</sup>.*

En outre, ces règles, qui paraîtront en 1969, ne concernent qu'une infime partie du territoire métropolitain – l'extrême sud-est à la frontière avec l'Italie – et demeureront largement inappliquées en dehors de certaines industries à risque (Michel, 2007, 2017)<sup>40</sup>. De ce fait, dans les années 1950 et 1960, les sites nucléaires français sont considérés, par défaut, comme non sismiques, sans que soit conduite d'étude particulière. Cette logique a prévalu au moment du choix des sites de Fontenay-aux-Roses, Saclay, Marcoule et Grenoble pour le CEA, de Chinon, Saint-Laurent-des-Eaux, Chooz et Brennilis (les Monts d'Arrée) pour EDF<sup>41</sup>.

La première règle technique pour la construction parasismique a été développée en France en 1955 sous l'appellation de « Recommandations anti-sismiques 1955 » ou « AS 55 ». Elle faisait suite au séisme d'Orléansville<sup>42</sup> de 1954 survenu en Algérie, alors département français, qui causa la mort de 1 243 personnes, détruisant plus de 20 000 habitations et entraînant l'exode de 300 000 personnes. Ces « Recommandations AS55 » ont été établies par le Bureau Securitas (à l'époque, appelé SOCOTEC) et plus précisément par son délégué divisionnaire pour l'Afrique du Nord, Jean Despeyroux. Bien qu'homologués en tant que

---

<sup>39</sup> Forestier, R., « Réflexions sur l'application des règles parasismiques », *Arts & Métiers*, n°1, janvier 1965, p.17.

<sup>40</sup> Ce n'est que récemment, depuis 2011, que la situation tend à changer ; dans la dernière version de la carte sismique de France, entrée en vigueur le 1<sup>er</sup> mai 2011 par décret, de quelques pour cent auparavant, c'est désormais plus de la moitié du territoire métropolitain qui est concerné (<http://www.planseisme.fr/Zonage-sismique-de-la-France.html>).

<sup>41</sup> Pour le site de Chooz à la frontière avec la Belgique, par exemple, il est précisé que « des recherches effectuées dans les bases de données sismiques des deux pays n'ont donné aucun résultat » (EDF, « Rapport de sûreté définitif de la centrale nucléaire de Chooz A », Tome 1, Volumes 1 à 3, 1962, Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses ; EDF, « Rapport de sûreté définitif de la centrale nucléaire de Chinon A1 », Tome 1, Volumes 1 à 3, 1965, Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses ; EDF, « Rapport de sûreté définitif de la centrale nucléaire des Monts d'Arrée », Tome 1, Volumes 1 à 3, 1961, Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses ; EDF, « Rapport de sûreté définitif de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 1 », Tome 1, Volumes 1 à 3, 1964, Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses).

<sup>42</sup> Dans la nuit du 8 au 9 septembre 1954, un séisme de magnitude 6,8 sur l'échelle de Richter survient à Orléansville en Algérie (désormais la ville se nomme Chlef). Cet événement est vécu comme un drame aux yeux de l'opinion française et le gouvernement décide qu'il faut reconstruire Orléansville de manière à ce qu'elle résiste à un nouvel événement sismique. Dans ce but, des études sont entreprises en vue d'élaborer des règles de construction parasismiques. C'est ainsi que les « recommandations AS55 », visant à accompagner la reconstruction, sont approuvées par le ministre de l'Intérieur (à l'époque François Mitterrand) et transmises au gouverneur général de l'Algérie en date du 27 avril 1955.

document technique unifié par le Groupe de Coordination des Textes techniques<sup>43</sup> à sa création en 1958, les « Recommandations AS55 » n'ont de force réglementaire qu'en Algérie. Cette règle technique prit la forme d'un mélange entre conseils pratiques et code de calcul sur le modèle de ce qui se faisait ailleurs dans le monde, celui dit du coefficient sismique (cf. Annexe1). Ce type de code se fonde sur la création d'un espace de commune mesure entre le phénomène naturel et les ouvrages d'art par le biais de la physique newtonienne. Il s'agit alors d'exprimer la menace sismique en termes d'accélération maximale du sol – équivalent à une force rectiligne – et de considérer un ouvrage comme un solide uniforme sur lequel est apposée cette force. Dans la plupart des codes, cette force est modulée par certains paramètres aggravants comme la qualité du sol, la hauteur de l'ouvrage ou le type de fondation (Betbeder-Matibet, 2003 ; Cutcliffe, 2000 ; Trifunac, 2008, 2009). Bien que ce code n'eut de force réglementaire qu'en Algérie, il fut néanmoins utilisé pour la construction des réacteurs nucléaires producteurs de plutonium G2 et G3 de Marcoule dont la conception débuta en 1955, et cela, bien que la sismicité du site fût méconnue<sup>44</sup>. L'utilisation de ce code a été une proposition des constructeurs à titre tant conservatoire qu'expérimental. Elle a conduit à prendre en compte le séisme sous forme d'une force latérale équivalant à 5% du poids propre de l'ouvrage<sup>45</sup> correspondant à une accélération maximale du sol de 0,5 cm.s<sup>-2</sup> exprimé par rapport à la constante de gravité (g) soit 0,05g<sup>46</sup>.

C'est à partir de 1958 que le phénomène sismique s'imisce de manière systématique parmi les préoccupations des acteurs de la sûreté nucléaire, au moment du choix de Cadarache comme nouveau site du CEA. Ce site, très vaste, doit accueillir les installations permettant l'étude de la propulsion navale nucléaire pour les sous-marins ainsi que la filière dite des réacteurs à neutrons rapides, ou surgénérateurs<sup>47</sup>. Trois éléments sont à l'origine de

---

<sup>43</sup> Le Groupe de coordination des textes techniques deviendra en 1990 la Commission générale de normalisation du bâtiment/DTU. Il définit les documents techniques unifiés (DTU) qui ont force de norme contractuelle pour les marchés du bâtiment en France.

<sup>44</sup> La situation sismologique de la région de Marcoule est décrite en une seule phrase : « *Nous ne possédons aucun renseignement* » (Section 1.4 (« Données sismologiques ») du chapitre 1 (« caractéristique du site ») du rapport de sûreté de G2 et G3, juin 1962, p.16 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses).

<sup>45</sup> En ingénierie des structures, le domaine qui porte sur la stabilité des constructions, le poids propre est le poids de la structure seule. Il ne comprend donc pas les surcharges liées aux équipements, aux conditions d'exploitation ou encore à la présence de neige.

<sup>46</sup> On sait que selon la deuxième loi de Newton, une force est égale au produit de la masse par l'accélération ( $f=ma$ ). Or la masse est égale à la division du poids par la constante de gravité ( $m=P/g$ ). Donc, en exprimant l'action sismique à partir de de l'accélération du sol rapporté à la constante de gravité (a) on a la force sismique égale à :  $F(s) = ag \times \frac{P}{g}$  soit en simplifiant a x P. Ainsi, l'action sismique, une fois exprimée en accélération peut facilement être traduite en facteur du poids de l'ouvrage. C'est ce qui explique que dans le génie parasismique la nocivité sismique est le plus souvent réduite à la valeur d'accélération maximale du sol (PGA pour *Peak Ground Acceleration*) exprimé en facteur de la constante de gravité. Plus d'informations sont disponibles dans l'Annexe 1.

<sup>47</sup>En France, trois réacteurs de cette technologie ont été fabriqués : Rapsodie, Phénix et Superphénix. Ces trois réacteurs sont désormais à l'arrêt et le programme Astrid, qui devait déboucher sur la construction d'un nouveau réacteur, a lui aussi été arrêté. Ce type de réacteur a la particularité de produire de l'énergie à partir du combustible usé des autres types de réacteurs. Ils ont donc la double vocation de réduire les déchets radioactifs tout en produisant de l'énergie à partir d'une matière première déjà acquise. Ils sont de ce fait une partie cruciale de la « filière nucléaire », à mi-chemin entre outil de production et cycle du combustible. L'histoire de ces réacteurs est particulièrement contestée, surtout en France, de par leur dangerosité intrinsèque (ils utilisent du combustible très radioactif comme le plutonium) et leur maîtrise difficile (de très nombreux incidents sont survenus sur les réacteurs en activité. En étant à la fois la clef de voute du projet électronucléaire

l'émergence de la problématique sismique à ce moment et en ce lieu : le premier tient au fait que le site est situé dans la seule région de France métropolitaine considérée comme potentiellement sismique ; le second est dû à la dangerosité relativement plus importante des nouveaux réacteurs devant y être développés ; le troisième est dû au choc du séisme d'Agadir, au Maroc, de 1960.

Le 29 février 1960, un séisme de magnitude modérée (5,7 sur l'échelle de Richter) frappe la ville d'Agadir. Ce séisme détruit les trois quarts de la ville et tue plus du tiers de ses habitants (entre 12 000 et 15 000 morts pour 35 000 habitants). La catastrophe fait la une des journaux en France pendant plusieurs jours, autant pour décrire l'étendue des dommages que pour raconter l'héroïsme des 1 200 soldats français, appartenant à une base militaire aéronavale située à quelques kilomètres de la ville et qui mènent les opérations de secours<sup>48</sup>. Par ailleurs, l'étendue des dommages rapportés à la moindre magnitude du séisme étonne et fait redouter un pareil scénario en France métropolitaine cette fois. Des théories ont été élaborées pour expliquer cette catastrophe, notamment la localisation de l'épicentre directement sous la ville (la ville fut reconstruite 20 kilomètres plus au sud afin de s'éloigner de faille sismique) ou encore la mauvaise qualité des constructions<sup>49</sup>. Pour autant, même dans les quartiers modernes de la ville, de nombreux dégâts sont constatés et la multiplication des séismes destructeurs en 1960<sup>50</sup> maintient l'opinion publique dans une certaine inquiétude<sup>51</sup>. Par conséquent, le 15 mai 1960 est constituée une commission de révision de la règle technique de construction parasismique en France (les « Recommandation AS55 ») pour vérifier son efficacité face à un évènement comme celui d'Agadir et avec pour horizon le développement d'une réglementation pour la France métropolitaine<sup>52</sup>.

Ce séisme survient la même année où le projet Rapsodie est lancé sur le site de Cadarache. Il s'agit d'un projet de construction d'un réacteur expérimental à neutrons rapides, le premier de la série qui a conduit à Phénix et de Superphénix et dont la construction débute en 1961. La question de la sûreté acquiert une importance croissante. D'une part, les réacteurs à

---

et le point galvaniseur de la contestation, les surgénérateurs ont déjà fait et font encore l'objet de nombreuses publications : pour une approche anthropologique, voir Bergé (2010), pour une approche des contestations, voir Topçu (2013), pour mieux comprendre la place de la surgénération dans l'utopie nucléaire, voir Denoun (En cours), pour une histoire très détaillée de la vie du projet Superphénix, voir Claire Le Renard.

<sup>48</sup> Voir les unes du Figaro des 2 et 3 mars 1960.

<sup>49</sup> Rothé, J.-P. (1962), « Le séisme d'Agadir et la sismicité du Maroc », Rabat : *Notes et Mémoires du Service géologique du Maroc*.

<sup>50</sup> « La succession rapide des secousses désastreuses qui ont touché tour à tour Mélouza en Algérie, Agadir au Maroc, Lâr en Iran et surtout une grande partie du Chili central, a vivement ému l'opinion publique qui s'est demandé si nous assistions à une recrudescence, peut-être inquiétante, de l'activité sismique. Les notes qui suivent montreront qu'en fait l'énergie sismique libérée en ces quelques mois reste bien inférieure à celle qui avait marqué certaines années [...]. Le tragique bilan des séismes de 1960 (des dizaines de milliers de morts) incombe en grande partie à la mauvaise qualité des constructions ; architectes et entrepreneurs de travaux publics doivent en tirer la leçon » (Rothé, J.-P., « Le tragique bilan des séismes de 1960 incombe en grande partie à la mauvaise qualité des constructions », revue *La Nature*, n°3305, septembre 1960).

<sup>51</sup> Correspondance entre le bureau Securitas et le professeur Rothé, envoyée le 22 août 1960 en préparation de la première réunion de la Commission.

<sup>52</sup> Cette commission est toujours coordonnée par Jean Despeyroux, ingénieur des Ponts et chaussées et directeur de la zone nord-africaine pour la société SOCOTEC, auteur des « Recommandations AS55 », mais intègre cette fois-ci des géophysiciens (Labrouste, Rothé et Gourinard), l'ordre des architectes, le centre scientifique et technique du Bâtiment, le Bureau Veritas, l'Omnium technique de l'habitation, ainsi que les représentants de la direction des Travaux publics et le Commissariat à la reconstruction.

neutrons rapides sont considérés comme plus dangereux que les autres (Foasso, 2003). D'autre part, la menace d'un contrôle par Euratom<sup>53</sup> des installations du site inquiète les dirigeants du CEA. À cette époque-là, Euratom est en effet considérée par les autorités françaises comme un cheval de Troie américain (Bupp & Derian, 1978 ; Krige, 2008), qui vise à promouvoir la technologie américaine en Europe et donc à contrecarrer le développement de filières concurrentes<sup>54</sup>. Cette crainte pousse le CEA à adopter des mesures de sécurité considérées à l'époque comme drastiques<sup>55</sup>, en particulier en imposant la construction d'une enceinte de confinement étanche autour du réacteur, la première du genre pour le nucléaire français.

L'importance acquise par la question sismique à Cadarache tient également au fait que le site est situé dans la vallée de la Durance à 35 km de l'épicentre du plus grand tremblement de terre survenu en France métropolitaine<sup>56</sup>. Il est localisé dans la région dite des Alpes occidentales qui appartient à la longue zone sismique Téthysienne qui, des Alpes à l'Himalaya, constitue le lien de collision tectonique entre les continents africain et indien d'une part, et eurasiatiques d'autre part. La sismicité de la région est relativement bien connue par rapport au reste de la France<sup>57</sup>. Elle est évaluée dès 1941 comme étant une zone de sismicité moyenne avec une magnitude maximale de 6,2 sur l'échelle de Richter et une intensité macrosismique pour la région de VIII à X<sup>58</sup> sur l'échelle de Medvedev-Sponheuer-Karnik (appelée échelle MSK dans la suite du manuscrit)<sup>59</sup> (cf. Annexe 3 pour un panorama

---

<sup>53</sup> Euratom est un traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique. Il a été ratifié en 1957 en parallèle du traité de Rome. Les principaux objectifs du traité Euratom étaient les suivants : promouvoir la recherche et la diffusion des informations techniques ; établir des normes de sécurité uniformes pour protéger la population et les travailleurs de l'industrie ; faciliter la recherche ; veiller à ce que les matières nucléaires ne soient pas utilisées à d'autres fins, en particulier militaires (<https://www.europarl.europa.eu/about-parliament/fr/in-the-past/the-parliament-and-the-treaties/euratom-treaty>).

<sup>54</sup> Voir les livres de Bertrand Goldschmidt : Goldschmidt, B. (1962). *L'aventure atomique : ses aspects politiques et techniques* : Fayard ; Goldschmidt, B. (1967). *Les rivalités atomiques : 1939-1966* : Fayard ; Goldschmidt, B. (1980). *Le complexe atomique, Histoire politique de l'énergie nucléaire*. Paris : Fayard

<sup>55</sup> Compte-rendu de la 4<sup>e</sup> réunion de la CSIA du 15 mars 1961, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

<sup>56</sup> Il s'agit du séisme de Lambesc du 11 juin 1909 (magnitude de 6,2 sur l'échelle de Richter) qui a marqué durablement les constructions, les esprits et la géologie locale (Estelle Bonnet-Vidal (2009), « Séismes en Provence - Du tremblement de terre de 1909 à la Provence sismique d'aujourd'hui », Éditions Campanile).

<sup>57</sup> Jean-Pierre Rothé a publié deux études dans les années 1940 sur la sismicité du sud-est de la France : Rothé, J.P. (1941), « Les séismes des Alpes françaises en 1938 et la sismicité des Alpes occidentales », *Annales de l'Institut de physique du globe de Strasbourg*, Tome VII, 3<sup>e</sup> partie, pp 1-105 ; Rothé, J.P. (1946), « La sismicité des Alpes occidentales (Compléments) », *Annales de l'Institut de physique du globe de Strasbourg*, Tome VII, 3<sup>e</sup> partie, pp 89-105.

<sup>58</sup> Dans son étude, Jean-Pierre Rothé n'utilise pas l'échelle MSK qui lui est postérieure, mais l'échelle macrosismique internationale (EMI) qu'il a lui-même contribué à développer. Il estime la sismicité de la région entre 8 et 10 sur l'échelle EMI. Toutefois, pour des raisons de clarté, je vais autant que possible utiliser dans le corps du texte l'échelle MSK. Le niveau X de l'échelle MSK, qui en compte XII, correspond à la description suivante : « Destruction des ponts et des digues. Les rails de chemin de fer sont tordus » et aux observations de destruction suivantes : 75% des constructions de mauvaise qualité, 50% des constructions de qualité moyenne et 5% des constructions parasismiques ont subi des dommages importants ou des ruines complètes.

<sup>59</sup> De nombreuses échelles d'intensité sismique, ou intensité macrosismique, ont été développées depuis la deuxième moitié du XIX<sup>e</sup> siècle. À la différence de la magnitude qui détermine la puissance d'un séisme en fonction de l'énergie libérée, l'intensité détermine la puissance d'un séisme en fonction de l'importance des dégâts observés. De ce fait, alors qu'un séisme a théoriquement une seule valeur de magnitude, l'intensité varie en fonction de l'endroit où l'observateur se trouve et intègre de nombreux critères exogènes : qualité des constructions, qualité du sol, effet de site particulier et même volonté des acteurs locaux de surévaluer ou de sous-évaluer les dégâts (Quener, 2002). L'utilisation des échelles d'intensité est motivée par le

des différents indices de nocivité sismique). Pour autant, la sismicité relative du site n'a pas été considérée comme un critère rédhibitoire. L'approche française en matière de choix des sites nucléaires est historiquement très souple : elle se fonde sur une politique de pondération des conditions positives et négatives des sites et ne prévoit pas de critère définitif d'exclusion<sup>60</sup>. Pour les installations du site de Cadarache, site qui présente une série d'avantages décisifs<sup>61</sup>, il est donc à l'ordre du jour de faire avec la menace sismique.

Ainsi, le site de Cadarache est sélectionné pour développer une technologie jugée particulièrement à risque en dépit de la sismicité connue de la région du site d'implantation. Une des exigences premières de la Commission de sûreté des installations atomiques (CSIA) était alors que les installations de Cadarache soient dimensionnées pour résister à ce phénomène naturel. Comme il est rappelé dans le rapport définitif de sûreté de Rapsodie de 1970 :

*« Cette sismicité pose donc un problème pour la sûreté des installations [ainsi] il est indispensable d'envisager pour les bâtiments des normes de construction spéciales, en particulier pour ceux dont la destruction ou la détérioration risqueraient d'entraîner des risques de pollution radioactive »<sup>62</sup>.*

Or la fiabilité de la « Recommandation AS55 » pour atteindre cet objectif est à cette époque affaiblie par le séisme d'Agadir. La conjonction de ces trois éléments de contexte a mis à l'agenda de la CSIA le traitement de la menace sismique parmi les problématiques de sûreté. Par contre, l'émergence d'une controverse en Californie autour de la sûreté des installations nucléaires face à la menace sismique ne semble pas avoir de répercussions particulières dans cette mise à l'agenda.

La montée en puissance des préoccupations sismiques en France prend place au moment d'une structuration progressive d'une arène dédiée au traitement des problématiques de sûreté nucléaire au sein du CEA. Le CEA est créé par une ordonnance d'octobre 1945, mais l'institutionnalisation de la sûreté nucléaire ne commence réellement, elle, qu'au tournant

---

fait qu'elles permettent une caractérisation des séismes anciens (avant la période instrumentale) à partir d'un travail d'archives. L'échelle MSK a été développée en 1964, avant cette date c'est l'échelle de Mercalli modifiée qui était généralement la plus employée. Les niveaux des deux échelles correspondent l'une à l'autre. L'innovation première de l'échelle MSK a été d'offrir une meilleure qualification des intensités en intégrant un aspect quantitatif à l'observation des dommages. Une troisième échelle était également utilisée dans la France des années 1960 : l'échelle macrosismique internationale (EMI) développée par Jean-Pierre Rothé et promue à l'UNESCO. Cette échelle utilise des chiffres décimaux et non pas romains. Elle présente quelques différences de classification par rapport à l'échelle MSK, si bien que son utilisation en France a entraîné quelques confusions, comme il sera vu dans la suite de ce manuscrit.

<sup>60</sup> Jean Bourgeois, le père fondateur de la sûreté nucléaire française, estime ainsi qu'« un tel examen [celui des caractéristiques du site] doit être conduit dans un esprit constructif : il faut éviter que l'on impose, sur le plan international, des critères trop restrictifs sur le choix des sites nucléaires, mais plutôt aborder le problème – une fois le site déterminé (et son étude faite) – avec le souci de diminuer les conséquences sur le site d'une émission de produits de fission, prendre les mesures pour réduire au minimum une telle émission et pour suivre, éventuellement, la dispersion de ces produits » (Foasso, p.231).

<sup>61</sup> Le site de Cadarache remplissait les critères suivants : « Il devait être proche d'une ville universitaire, dans une région peu peuplée, avoir un sol solide, être proche d'une rivière, et être situé dans une région qui soit attractive pour les ingénieurs et leur famille » (Francis Perrin, « Editorial », Énergie nucléaire, vol. 3, N°1, janvier-février 1961, p. 1-2 cité par Foasso, 2003 p.231).

<sup>62</sup> Rapport de sûreté définitif du réacteur Rapsodie, volume I, 1970, p.13 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses).

des années 1960 par la création d'une section dédiée. C'est en 1957 qu'un groupe d'étude est créé pour centraliser les réflexions autour des questions de sûreté, réunissant des représentants de divers départements du CEA et exerçant un rôle purement consultatif, le Groupe technique de sûreté des piles (GTSP). En octobre 1958, la nomination de Jean Bourgeois a pérennisé le groupe autour d'un noyau permanent de spécialistes de la sûreté (Foasso, 2003, p. 133-137). C'est le 1<sup>er</sup> janvier 1960 qu'est officialisé, au sein du CEA, un organisme dédié aux questions de sûreté. Il prend le nom de Commission de sûreté des installations atomiques (CSIA). La mission de la CSIA est, selon la note de service officialisant sa création, de :

*« Faire étudier toutes les mesures nécessaires à l'obtention dans le domaine des radiations d'une sûreté aussi parfaite que possible des installations atomiques, de les réglementer et d'en vérifier l'application [...]; de délivrer des certificats de sûreté pour la construction des piles et des installations, sur présentation des projets par la Direction responsable ; de s'assurer de la conformité des réalisations avec les certificats délivrés ; de délivrer les licences d'exploitation des piles et des installations au moment de leur mise en service »<sup>63</sup>.*

La commission de sûreté n'est pas un simple organe d'étude, consultatif, mais possède un véritable rôle réglementaire, bien que sans statut légal. Son accord est nécessaire pour le démarrage d'une nouvelle installation nucléaire. Toutefois, la particularité de cet organe est qu'il « régule la sûreté par le bas » (Foasso, 2003), en participant directement aux décisions techniques impliquant la sûreté lorsque celles-ci font surface dans le cours du développement des projets successifs.

Cette commission est constituée de 6 membres permanents : le directeur des applications militaires du CEA, le directeur industriel du CEA, le directeur des matériaux et combustibles nucléaires du CEA, le directeur de la physique et des piles atomiques du CEA, le directeur du cabinet du Haut-Commissaire et le Haut-Commissaire à l'Énergie atomique<sup>64</sup>. Ce dernier est également le président de la Commission. Plus occasionnellement, la Commission intègre le chef du Centre où se trouve située une installation soumise à examen et, plus généralement, toute personne apportant des compétences particulières peut être appelée à participer aux réunions de la commission<sup>65</sup>.

La direction de la CSIA est assurée par le Haut-Commissaire du CEA, le physicien Francis Perrin. La CSIA se compose donc de différents directeurs du CEA qui ont la charge autant des aspects scientifiques qu'industriels, militaires que civils, du développement des usages de l'énergie atomique. La logique d'une telle composition est d'intégrer les questions de sûreté

---

<sup>63</sup> Note de service n°C278 daté du 27 janvier 1960 instaurant la création de la Commission de sûreté des installations atomiques au sein du CEA, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°251686).

<sup>64</sup> Le Haut-commissaire à l'Énergie atomique est, selon l'ordonnance n°45-2563 du 18 octobre 1945 portant création du Commissariat à l'énergie atomique (CEA), nommé par le président de la République et assume la charge de conseiller scientifique et technique auprès de l'administrateur général du CEA et du président de la République ainsi que du gouvernement sur les usages de l'énergie atomique à des fins aussi bien militaires que civiles.

<sup>65</sup> Annexe à la Note de service n°C278 datée du 27 janvier 1960 instaurant la création de la Commission de sûreté des installations atomiques au sein du CEA (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°251686).

parmi les autres problématiques du programme nucléaire français, cela de façon à ce qu'elles ne pèsent pas trop lourdement sur le développement du programme. Comme le montre Cyrille Foasso, les experts de la sûreté du CEA ne doivent pas être des juges lointains, mais :

*« ils doivent apporter une contribution personnelle à la solution des problèmes de sûreté que se posent les équipes qui sont chargées de concevoir, construire et exploiter les installations. Les procédures d'examen doivent donc être souples, et le contact permanent entre ces équipes et les experts » (Foasso, 2003, p.161)*

C'est dans cette logique de co-construction, plutôt que de contrôle, que la création de la CSIA est accompagnée de la création de quatre sous-commissions ayant la charge de traiter en continu, en collaboration avec les maîtres d'œuvre, les aspects techniques liés à l'amélioration de la sûreté des installations nucléaires : la sous-commission de sûreté des piles, la sous-commission de sûreté des masses critiques, la sous-commission de sûreté des sites et la sous-commission des risques chimiques et radiotoxicologiques. Lors de la première réunion de la CSIA, elle est sans équivoque sur son rôle :

*« La commission et les différentes sous-commissions devront entretenir une collaboration constante et confiante avec les maîtres d'œuvre pour ne pas tomber dans un formalisme susceptible de freiner les réalisations »<sup>66</sup>.*

Concrètement, la CSIA a pour rôle de donner un avis, sans force légale, du point de vue de la sûreté pour autoriser la construction, le démarrage ou l'augmentation de puissance des réacteurs, mais aussi pour utiliser un combustible différent ou pour mener des expériences particulières. Les avis, appelés décisions, sont dits indépendants, car les exploitants participant occasionnellement aux réunions sont priés de quitter la salle lors de la délibération, mais c'est un aspect « *largement formel* »<sup>67</sup>. En pratique, les solutions adoptées pour garantir la sûreté sont construites au fur et à mesure et en collaboration entre les membres des sous-commissions, le maître d'œuvre, les experts du GTSP et une série d'expertises extérieures. Les réunions de la CSIA suivent la cadence de développement du programme nucléaire et ont pour objet de ratifier par des décisions les choix élaborés conjointement par les sous-commissions et les maîtres d'œuvre.

Les deux personnalités phares au sein de la CSIA sont les polytechniciens Jean Bourgeois et François de Vathaire. Jean Bourgeois est polytechnicien et membre du corps des Mines. Il est considéré comme le « père de la sûreté » nucléaire française (Foasso, 2003 ; Mangeon, 2018)<sup>68</sup>. Il a été à l'origine du développement de tous les organismes en charge de la sûreté nucléaire et les a dirigés entre 1957 à 1978. À la création de la CSIA, il prend la direction de

---

<sup>66</sup> Compte-rendu de la 1<sup>re</sup> réunion de la CSIA du 11 février 1960, fonds d'archives IRSN, boîte n°251686, p3.

<sup>67</sup> Ibid, p. 6.

<sup>68</sup> Voir aussi le travail historique d'un ancien directeur de la région d'équipement de Tours d'EDF : Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France » *Association pour l'histoire de l'électricité en France*, vol.1 ; ainsi que l'ouvrage d'un acteur historique de l'autorité de sûreté nucléaire : Saint-Raymond, P. (2012), « Une longue marche vers l'indépendance et la transparence - L'histoire de l'Autorité de sûreté nucléaire française », *La Documentation française*.

la Sous-commission de sûreté des piles et la direction du GTSP est confiée à François de Vathaire, Polytechnicien et diplômé de l'École nationale supérieure du génie maritime.

La plus importante des sous-commissions, celle qui monopolise les débats et qui intègre le travail des autres sous-commissions, est la Sous-commission de sûreté des piles. Lors des réunions de la CSIA, c'est Jean Bourgeois qui conduit les débats : il résume aux membres de la CSIA le cheminement qui a conduit à adopter telles et telles solutions techniques, les problèmes non résolus, les études envisagées et les sujets émergents. Le rôle des membres de la CSIA est de trancher en cas d'incertitude et de mettre en pondération les différents paramètres (économique, calendaire et sûreté principalement) autour des décisions d'autorisation de création, de mise en fonctionnement ou de conduite d'expérience particulière.

La configuration d'acteurs joue un rôle important sur la structuration du traitement de la problématique sismique. Dans le cadre du régime technopolitique du CEA, l'ensemble des problématiques de sûreté, et *a fortiori* sismiques, sont confinées au sein de la CSIA qui a pour rôle de les mettre en balance avec d'autres contraintes. La logique de confinement des arènes de gestion des risques se caractérise, selon Gilbert et Henry, par « *la présence simultanée de différentes échelles de valeurs vis-à-vis desquelles les acteurs ont à se situer pour agir et sans qu'il soit possible de les hiérarchiser les unes par rapport aux autres* » (2012, p. 49). En France, le confinement du traitement des questions de sûreté au sein d'une division du CEA a eu pour conséquence de confier le sujet à un petit groupe d'ingénieurs dirigé par des polytechniciens, membres du corps des Mines (Garçon & Belhoste, 2013).

Dans la suite de ce chapitre, il sera question de l'action des experts de la CSIA comme d'un tout pour simplifier le propos, mais cela ne devra pas travestir la réalité du traitement des questions de sûreté et de l'importance centrale de Jean Bourgeois et de la sous-commission de sûreté des piles, ainsi que de François de Vathaire et du GTSP dans l'élaboration des solutions techniques. Ce choix vient du fait que le matériau utilisé pour l'analyse est issu principalement des comptes-rendus de réunions de la CSIA à partir desquels on peut tracer le règlement des problématiques techniques de sûreté, mais où l'imputation des études et des paroles est rarement précisée.

## **1.2. Instaurer la robustesse de Rapsodie : entre bricolage et externalisation**

Pour saisir comment la menace sismique est prise en considération directement par des acteurs du nucléaire, il est question dans cette section de suivre comment la CSIA a traité la problématique sur le cas de la conception du réacteur Rapsodie sur le site de Cadarache. Lors cet épisode, qui dura 3 ans, les acteurs du nucléaire prennent conscience de l'insuffisance



des règles et pratiques en vigueur dans la construction parasismique pour assurer la robustesse d'une installation nucléaire. Le projet est de construire un réacteur nucléaire utilisant une technologie nouvelle, dite des neutrons rapides, avec un élément d'ingénierie nouveau lui aussi en France, une enceinte de confinement en métal. À ces deux challenges techniques s'en ajoute un troisième : l'installation doit résister au séisme susceptible d'advenir dans la région du site. Pour la première fois, les ingénieurs de sûreté de la CSIA collaborent avec le maître d'ouvrage, le maître d'œuvre<sup>69</sup>, les constructeurs, des entreprises tierces et des experts extérieurs pour la réalisation du projet. Dans ce processus, ils sont en position d'apprentissage bien qu'ils soient également les responsables des décisions prises dans la conception qui impactent la sûreté.

Le 15 mars 1961 se tient à Paris une réunion de la CSIA pour évaluer le référentiel de sûreté du réacteur Rapsodie de Cadarache. Le « référentiel de sûreté » est une notion vernaculaire qui représente d'une part le « rapport de sûreté »<sup>70</sup> propre à chaque centrale nucléaire et d'autre part l'ensemble des règles et prescriptions de sûreté qui ont servi à la détermination des caractéristiques techniques de l'installation et qui servent à la surveillance et aux contrôles de son évolution. D'une certaine façon, l'expression « référentiel de sûreté » renvoie à l'ensemble de la documentation qui fait *référence* à la *sûreté* d'une installation en particulier. L'objectif de cette réunion est de juger de la suffisance des bases de conception utilisées pour la construction du réacteur et de son enceinte de confinement. Lors de cette réunion, le chef du Département de construction des piles du CEA, le maître d'ouvrage du projet, présente devant la commission les choix de conception effectués par la société Fives-Penhoët<sup>71</sup>, membre du groupement d'industriels GAAA<sup>72</sup>, le maître d'œuvre du projet et constructeur pressenti pour le bâtiment réacteur<sup>73</sup>. Il met en lumière plusieurs insuffisances du projet pour

---

<sup>69</sup> Pour un projet quelconque, les rôles sont distingués entre un maître d'ouvrage, le commanditaire, et un maître d'œuvre, celui qui centralise la direction des travaux. Le maître d'œuvre fait ensuite appel à un ou plusieurs bureaux d'études pour concevoir tout ou partie du projet, et à des constructeurs pour la fabrication et la réalisation de tout ou partie du projet. L'exploitation est le plus souvent destinée au maître d'ouvrage, mais elle peut également être destinée à un acteur tiers.

<sup>70</sup> Le rapport de sûreté est un instrument de régulation importé du système de régulation américain. Il sert en particulier à favoriser l'établissement de consensus autour des questions techniques entre l'exploitant de l'installation (EDF ou CEA), le contrôleur et l'expert (le CEA, la CSIA) (Mangeon, 2018, p.118-123).

<sup>71</sup> Les Chantiers de l'Atlantique et Fives-Lille-Cail créent Fives-Penhoët, une filiale commune pour la fabrication et la commercialisation de chaudières thermiques sous licence Foster-Wheeler en 1959. Plus tard, en 1968, Babcock & Wilcox et les Chantiers de l'Atlantique fusionnent en Babcock-Atlantique. Ils profitent ainsi de la complémentarité de leurs activités et de leurs expériences dans les domaines de la thermique, de l'énergie nucléaire, du froid industriel et de la mécanique lourde, en mettant en commun la totalité de leurs moyens industriels. Fives-Penhoët disparaît. Au-delà des fusions-acquisitions successives dans le monde de l'industrie française dans la deuxième moitié du 20<sup>e</sup> siècle, ce qu'il faut retenir est qu'il y existe historiquement deux fournisseurs de chaudière nucléaire : la lignée Fives-Penhoët- Babcock & Wilcox et la lignée Creusot-Loire (source : Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France », Vol. 1 : Association pour l'histoire de l'électricité en France).

<sup>72</sup> Le Groupement atomique alsacienne-atlantique (GAAA) est un consortium industriel issu du regroupement des Chantiers de l'Atlantique à Saint-Nazaire, de Fives-Penhoët, de la Compagnie générale d'électricité ainsi que de la Société alsacienne de construction mécanique. Il est un des deux acteurs pouvant proposer la maîtrise d'œuvre complète d'un réacteur nucléaire avec Indatom dans le cadre de la politique des champions conduite par le gouvernement français (Hecht, 2009).

<sup>73</sup> Le bâtiment réacteur est une dénomination qui inclut l'enceinte de confinement ainsi que tout ce qu'elle contient. Généralement, le bloc-réacteur est composé, selon les projets, d'un caisson d'enceinte, de structures internes, du cœur nucléaire, de certains systèmes de sauvegarde et de refroidissement, des échangeurs de chaleur, de certains systèmes de sécurité, parfois aussi des piscines de désactivation (refroidissement) du combustible usé.

répondre aux exigences de sûreté. En particulier, il s'attarde sur les règles de construction parasismiques utilisées, les « recommandations AS55 », dont il juge qu'elles ne sont pas adaptées aux exigences de sûreté d'un réacteur nucléaire, *a fortiori* pour Rapsodie considérée à l'époque comme un réacteur plus dangereux que les autres. Il fonde son avis sur l'inadéquation de l'objectif des règles conventionnelles : celles-ci proposent une marche à suivre simplifiée pour assurer la résistance globale d'un grand nombre de bâtiments en zone sismique ; l'idée est de limiter les dégâts autour de l'épicentre d'un séisme, mais elles ne permettent pas de garantir la résistance d'une installation particulière en fonction d'un aléa sismique particulier. Selon lui, ces règles ont jusque-là été utilisées « faute de mieux » dans le nucléaire, mais il souligne « le caractère assez empirique de ces recommandations, qui paraissent surtout destinées à des habitations courantes »<sup>74</sup>. Si les règles « AS55 » permettent de garantir une certaine résistance face à la ruine des bâtiments, elles ne permettent pas de connaître le comportement de l'ouvrage et la répercussion en termes de mouvements aux différents endroits du bâtiment. Or, selon les membres de la CSIA, pour assurer la sûreté du réacteur, il faut pouvoir assurer le fonctionnement des dispositifs d'urgence, en particulier l'introduction des barres de contrôle qui permettent d'arrêter la réaction nucléaire<sup>75</sup>. Les règles existantes ne permettent pas une évaluation suffisamment fine du comportement sous séisme des ouvrages pour s'assurer de la fonctionnalité des sous-systèmes qui y sont contenus. Le problème de sûreté soulevé par la menace sismique est pris très au sérieux par les membres de la CSIA : ils estiment, en conclusion de la réunion, que de nouvelles études doivent impérativement être menées avant la fin de réalisation du projet.

Le CEA n'a alors aucun spécialiste du génie parasismique et, à la suite de la réunion, la CSIA mandate le Bureau Veritas pour estimer de façon suffisamment détaillée le comportement de la conception proposée par Fives-Penhoët en cas d'un séisme et sur l'éventuelle nécessité de revoir la conception du projet. Le Bureau Veritas est une entreprise d'audit et de certification qui n'a, *a priori*, pas de liens avec l'industrie nucléaire ni avec le génie parasismique. Toutefois, elle possède un certain savoir-faire en matière de vibration des équipements métalliques du fait de son histoire d'inspecteur et de contrôleur qualité dans le ferroviaire. D'une certaine façon, l'action sismique peut être réduite à des vibrations occasionnées par le passage des ondes sismiques dans les équipements des centrales nucléaires, essentiellement métalliques (tuyauteries, cuve et, dans le cas de Rapsodie, enceinte de confinement également). De ce fait, les experts du Bureau Veritas semblent être les mieux à même d'évaluer l'effet d'un séisme sur une installation nucléaire. Ce savoir-faire leur a valu

---

<sup>74</sup> Compte-rendu de la 4<sup>e</sup> réunion de la CSIA du 15 mars 1961, p.10 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

<sup>75</sup> Les barres de contrôle sont un dispositif de sûreté primordiale. Il s'agit d'un mécanisme permettant de contrôler et, si besoin, d'arrêter la réaction en chaîne nucléaire en insérant directement dans le cœur du réacteur des barres faites dans un matériau inhibant la réaction (généralement du bore). Ce dispositif est particulièrement vulnérable face aux mouvements sismiques. Le dispositif est composé de plusieurs dizaines de barreaux de quelques centimètres de diamètre qui doivent être insérés entre les barreaux de combustible. Pour cela, elles sont disposées en face des trous et sont prêtes à être actionnées. Le danger en cas de séisme est le décentrement des barres de contrôles qui pourraient ne plus pouvoir être insérées.

également d'être impliqués dans la révision des règles « AS55 » au sein de la commission constituée après le séisme d'Agadir.

Au vu du calendrier de construction, il est trop tard pour revoir la conception du terrassement de l'installation ou de l'enceinte de confinement ; seule la conception bloc-réacteur – élément principal du réacteur fait de structures internes de génie civil, du réacteur nucléaire à proprement parler et de certains systèmes de sauvegarde et de refroidissement – dont la construction doit démarrer deux ans plus tard, peut encore être amendée<sup>76</sup>. L'étude du Bureau Veritas est conduite par deux ingénieurs : D. Hure, ingénieur en chef de la Section recherche expérimentale, et G. Bourceau, ingénieur en chef du Service Machine & électricité. Ces deux ingénieurs sont des spécialistes de la prise en compte des mouvements vibratoires dans la conception des composantes métalliques<sup>77</sup>. Ils sont également pleinement impliqués dans le groupe de travail et d'étude visant à la réalisation des nouvelles règles parasismiques françaises. Leur étude repose sur l'hypothèse que le mouvement sismique peut être assimilé à un mouvement vibratoire quelconque. Cette assertion conduit à réaliser une analyse dite dynamique de la réponse du bloc-réacteur à une sollicitation sismique. À la grande différence des études statiques des forces qui prévalent à dans tous les règlements parasismiques de l'époque, l'analyse dynamique considère la variabilité spatiale (et parfois temporelle également) du mouvement de réponse d'un bâtiment à la sollicitation sismique.

Pour conduire son étude, le Bureau Veritas établit un lien spécifique entre le phénomène sismique et le comportement de l'installation. Ce dernier point ne fait pas l'objet de difficultés ou de divergences particulières : à cette époque, une pratique bien établie parmi les ingénieurs français comme américains ou japonais est de modéliser de façon simplifiée un bâtiment comme un oscillateur simple (un poids au bout d'une tige), c'est-à-dire comme un système dont le mouvement peut être calculé à partir de deux caractéristiques, la fréquence propre et l'amortissement (cf. Annexe 2). Dans le cas du bloc-réacteur de Rapsodie, le poids total est concentré au centre de gravité ; la fréquence propre du bloc-réacteur – celle à laquelle cet élément est particulièrement sensible – est estimée à partir d'essais sur maquette et par extrapolation à 3,3 Hz<sup>78</sup>, malgré des incertitudes sur le comportement uniforme de la structure<sup>79</sup> ; le taux d'amortissement – l'aptitude à dissiper de l'énergie avec le temps – est mesuré directement par essai sur maquette et donne une valeur de décrément logarithmique, c'est-à-dire de décroissance de l'oscillation avec le temps due au frottement et à la dissipation d'énergie, de 0,153 (15 %).

---

<sup>76</sup> Compte-rendu de la 4<sup>e</sup> réunion de la CSIA du 15 mars 1961, p.12 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

<sup>77</sup> Bourceau, G. & Volcy, G.C. (1976), "Forced Vibration Resonations and Free Vibrations of the Hull, Machinery Hull Interaction Vibrations", Bureau Veritas, Paris, p.109-150 ; Hure, D. & Morysse, M., (1976) "Comparative Method for Analysis of Piping System Subjected to Seismic Motions", Experimental Research Section, Bureau Veritas, p. 511-525.

<sup>78</sup> Note technique du Bureau Veritas, « Rapsodie – protection contre les séismes : étude du bloc pile », Paris, 9 juillet 1962.

<sup>79</sup> Il y a en effet une incertitude sur le comportement d'un soufflet (système de refroidissement qui « souffle » du gaz carbonique dans le cœur du réacteur) qui est susceptible de créer une certaine souplesse transversale et ainsi d'augmenter sensiblement la fréquence tout en restant sous les 10 Hz.

Une fois ces caractéristiques établies, il faut encore définir et représenter la sollicitation sismique. La valeur de référence utilisée dans le projet de Fives-Penhoët est équivalente à une accélération de 0,25g. Cette valeur correspond à une relation d'équivalence employée à l'époque dans la construction parasismique entre une intensité sismique – relative aux dégâts observés après un séisme – et une accélération maximale de référence – l'énergie du séisme. La valeur de 0,25g correspond alors à une intensité sismique de niveau X, sur une échelle de 12 degrés, considérée comme le maximum historiquement observé dans la région. Toutefois, dans une analyse dynamique, l'accélération n'est pas le seul paramètre du mouvement du sol qui compte, le déplacement et la vitesse sont également importants. Ainsi, il faut recréer le signal sismique sous forme d'onde et non pas simplement de force. Deux solutions ont été essayées par le Bureau Veritas :

- La première consiste à synthétiser le signal sismique comme une onde harmonique, c'est-à-dire sous forme de fonction sinusoïdale, dont la fréquence est prise égale à la fréquence propre du bloc-réacteur<sup>80</sup> et dont l'accélération maximale est établie à 0,25g. Dans ce premier cas, le phénomène sismique est représenté comme une impulsion périodique, de durée infinie, qui transmet une énergie équivalente à 0,25g à la fréquence de 3,3 Hz. À cette fréquence et avec cette accélération d'entrée, l'amplitude maximale du mouvement obtenue au niveau du centre de gravité du bloc-réacteur est de 5,6 mm et le mouvement absolu 115 mm<sup>81</sup>. D'autre part, l'accélération maximale obtenue au centre de gravité du bloc-pile est de 4,5 g.
- La seconde solution entreprise par le Bureau Veritas est d'utiliser une représentation spectrale du mouvement sismique par la méthode Housner. Georges W. Housner est un ingénieur civil de l'université de Caltech en Californie. Au début des années 1960, il est directement impliqué dans les controverses qui entourent l'implantation de centrales nucléaires en Californie. Il est engagé par la société d'électricité PG&E pour défendre la construction d'un réacteur nucléaire sur le site de Bodega Bay, au nord de San Francisco (Meehan, 1984), site pour lequel une opposition forte s'est structurée avec pour argument la proximité de la faille de San Andreas et l'existence probable d'une faille directement sous le site sélectionné. La méthode qu'il a développée vise à représenter sur un même graphique, appelé spectre, les paramètres maximaux du mouvement du sol (accélération, vitesse, déplacement) pour chaque fréquence et pour un taux d'amortissement donné (cf. Annexe 3). En utilisant le spectre d'Housner pour une accélération de référence de 0,25g, le mouvement absolu obtenu au niveau du centre de gravité du réacteur est de 15,9 mm avec une accélération maximale de 0,69g (l'accélération s'amplifie en se propageant dans les structures).

Le choix entre les deux représentations du mouvement sismique a une incidence très forte sur le résultat final. L'utilisation de la première solution donne une accélération maximale ainsi qu'un mouvement absolu de près de 10 fois supérieur à ceux obtenus avec la seconde méthode. Cette différence d'un facteur 10 est expliquée par le Bureau Veritas comme

---

<sup>80</sup> La période T d'une onde est équivalente à l'opposé de la fréquence f (T=1/f ou f=1/T). Les deux paramètres sont utilisés de la même façon et sont relativement interchangeables à condition de prendre en compte leur relation. Ainsi, on parle indifféremment de fréquence propre d'un bâtiment ou de sa période fondamentale d'oscillation. Il faut simplement garder à l'esprit que les courbes changent de sens, une haute fréquence étant liée à une courte période d'oscillation.

<sup>81</sup> Le mouvement absolu de la structure correspond au produit de l'amplitude maximale et de la division de  $\pi$  par l'amortissement soit  $a \times \frac{\pi}{\zeta} = 5,6 \times \frac{\pi}{0,153} = 114,9 \text{ mm}$ .

provenant du caractère très pessimiste de la première méthode qui suppose que l'accélération maximale du sol soit entretenue à la fréquence dangereuse et que la sollicitation soit maintenue pendant un nombre de périodes suffisant pour atteindre la pleine résonance. Avec la méthode Housner, qui paraît plus réaliste au Bureau Veritas, les valeurs obtenues sont tout de même problématiques. En particulier le mouvement absolu de 15,9 mm pourrait remettre en cause le bon fonctionnement des barres de contrôle.

L'application des « recommandations AS55 » a conduit à provisionner une force sismique équivalente à 0,25g dans la conception proposée par Fives-Penhoët. Toutefois, cette accélération correspond à l'accélération du sol et suppose, pour être exacte, que le bâtiment suive parfaitement les mouvements du sol. Or, un bâtiment est toujours relativement souple et flexible, ce qui peut entraîner localement une amplification importante des contraintes liées au mouvement du sol. C'est précisément l'objet d'une analyse dynamique que d'étudier la propagation du mouvement et les contraintes associées pour différents endroits du bâtiment tout au long de la sollicitation sismique.

Les résultats de l'analyse dynamique effectuée par le Bureau Veritas sont discutés le 4 avril 1962 lors de la 8<sup>e</sup> réunion de la CSIA<sup>82</sup>. Ceux-ci sont sans appel : avec l'une ou l'autre des représentations du phénomène sismique, le bloc-réacteur tel que conçu par Fives-Penhoët n'est pas robuste au séisme : «

- Les mouvements du réacteur en cas de séisme pourraient être incompatibles avec un bon fonctionnement des barres de contrôle ;
- L'accélération subie par le bloc-réacteur risque de correspondre à un coefficient de sécurité relativement faible pour la structure du cœur ;
- Et dans tous les cas, il paraît certain que le bloc pile de Rapsodie subirait des mouvements et des accélérations importants dans le cas d'un séisme à 0,25g »<sup>83</sup>.

Face à cette conclusion, deux solutions sont proposées par le Bureau Veritas pour améliorer le comportement du bloc-réacteur sous séisme : changer la fréquence propre du bloc-réacteur au-delà de 10 Hz ou bien augmenter l'amortissement. Le choix de l'une ou l'autre des solutions dépend du mode de représentation du signal sismique choisi. Dans le cas où le séisme est considéré comme une onde harmonique, la première solution n'a pas de raison d'être, car le signal sera toujours supposé entretenu à la fréquence propre de l'ouvrage quelle qu'elle soit et seule l'augmentation de l'amortissement de la conception d'ensemble aura un impact. Avec l'utilisation de la méthode Housner, il devient par contre possible d'éviter la gamme de fréquences la plus représentée par le signal sismique en jouant sur le mode fondamental d'oscillation du bâtiment<sup>84</sup>.

---

<sup>82</sup> Compte-rendu de la 8<sup>e</sup> réunion de la CSIA du 4 avril 1962 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

<sup>83</sup> Note technique du Bureau Veritas, « Rapsodie - protection contre les séismes : étude du bloc pile », Paris, 9 juillet 1963, p. 5-6.

<sup>84</sup> La fréquence propre d'un bâtiment, noté  $f$ , est reliée à la pulsation propre de l'ouvrage,  $\omega$ , par la formule  $f = \frac{\omega}{2\pi}$  et la pulsation propre est elle-même relié à la raideur  $k$  et à la masse  $m$ ,  $\omega = \frac{k}{m}$ .

Le Bureau Veritas estime que la méthode Housner est beaucoup plus réaliste et devrait de ce fait être employée et, conséquemment, que la deuxième solution d'ingénierie devait être utilisée pour amender la conception du bloc-réacteur. Toutefois il revient à la CSIA de choisir. Ce choix n'est pas anodin, car les deux solutions sont en quelque sorte réciproquement contre-productives. En effet, pour augmenter l'amortissement du bloc-réacteur, il est envisagé de réduire la rigidité de la conception : plus souple, elle sera mieux à même de dissiper l'énergie. À l'inverse, pour augmenter la fréquence propre du bloc-réacteur, il est envisagé d'augmenter la rigidité de la structure : en se rigidifiant, la période fondamentale d'oscillation du bâtiment augmente (ou la fréquence diminue) de sorte à éviter celle du séisme<sup>85</sup>.

Suite à l'étude du Bureau Veritas, la CSIA a finalement décidé, lors de la réunion du 4 avril 1962, la réouverture de l'appel d'offres pour la construction du bloc-réacteur en changeant le cahier des charges. Le nouveau cahier des charges prévoit les exigences suivantes : «

- Le séisme de référence est défini par l'intensité 10 de l'échelle Mercalli modifiée<sup>86</sup>, associée à des accélérations horizontales<sup>87</sup> de 0,25g ;
- La fréquence propre dépasse 10 Hz (contrôler l'élasticité du béton) ;
- Le calcul des déplacements des contraintes est à exécuter, d'après la méthode de Housner, avec les courbes correspondantes tracées pour 0,25g et 20 % d'amortissement<sup>88</sup> ;
- Un mouvement absolu limité à 10 mm ;
- Un coefficient de sécurité face aux contraintes de compression et d'extension<sup>89</sup> d'au moins 2 (contre 1,5 auparavant)<sup>90</sup>.

---

<sup>85</sup> En réalité d'autres solutions sont possibles pour augmenter la fréquence propre du bloc-réacteur, comme changer sa masse ou sa hauteur au-dessus du sol. Toutefois, ces paramètres semblent plus problématiques à modifier étant donné qu'il faudrait pour cela toucher à la conception interne du bloc-réacteur et non pas seulement à la manière dont il est relié à la structure. De la même manière, le taux d'amortissement pourrait être augmenté en diminuant la masse du bloc-réacteur ou en augmentant son coefficient de frottement avec le socle sur lequel il repose. Là encore ces solutions n'ont pas été jugées possibles dans un premier temps.

<sup>86</sup> Durant la décennie 1960, il y eut de nombreuses confusions dans l'utilisation des différentes échelles d'intensité. Ici, par exemple, l'échelle Mercalli modifiée est exprimée en nombre décimal alors qu'elle aurait dû être exprimée en chiffres romains. L'utilisation de nombres décimaux est normalement réservée à l'échelle macrosismique internationale EMI. Ici cette confusion n'a pas de conséquence étant donné que les deux échelles se correspondent pour le niveau 10 et X. Toutefois, ces confusions d'échelles ont posé des problèmes lors de la construction de la centrale de Tricastin dans la décennie 1970 (cf. Chapitre 3).

<sup>87</sup> Les mouvements sismiques sont généralement considérés sur deux plans : le plan horizontal et le plan vertical. Dans ce dernier cas, quand le sol se soulève au passage des ondes sismiques, le bâtiment subit des mouvements verticaux. Idem, le passage des ondes dans le sol entraîne des mouvements horizontaux du sol. Dans cette thèse, il est quasi exclusivement question des mouvements horizontaux. Ce choix tient au fait que, généralement, du fait du poids très élevé des bâtiments des installations nucléaires, les sollicitations verticales sont considérées comme moins, voire pas, problématiques dans le nucléaire.

<sup>88</sup> L'amortissement calculé par le Bureau Veritas est de 15 %, mais Housner ne propose pas dans son étude de courbes pour ce taux précis. Il propose en effet trois courbes pour des taux équivalents à 5, 20 et 50 % (Housner, GW (1959), "Behavior of structures during earthquakes", *Journal of Engineering Mechanical Division*, ASCE, n°85, pp. 109-129).

<sup>89</sup> Les mouvements physiques entraînent des forces exprimées en énergie. Ces forces agissent comme des contraintes pour les matériaux qui peuvent être de trois ordres en fonction du mouvement considéré et du contexte d'utilisation d'un matériau : la compression (ou flambement), la traction (ou extension) et la flexion.

<sup>90</sup> Compte-rendu de la 8<sup>e</sup> réunion de la CSIA du 4 avril 1962, p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

La CSIA a fait confiance à l'expertise du Bureau Veritas concernant le choix de la méthode Housner et conséquemment le choix d'augmenter la fréquence propre du bloc-réacteur plutôt que d'augmenter l'amortissement. Néanmoins, le nouveau cahier des charges impose deux exigences supplémentaires, liées également aux conclusions de l'étude du Bureau Veritas : imposer une limite de 10 mm au mouvement absolu du réacteur pour prévenir le décentrement des barres de contrôle et assurer leur bon fonctionnement en cas de séisme ; augmenter le coefficient de sécurité face aux contraintes de compression et de traction pour faire face à l'augmentation de l'accélération maximale au niveau du cœur du bloc-réacteur par rapport à celle du sol (0,69g contre 0,25g). Le choix de la conception finale du bloc-réacteur de Rapsodie a lieu en octobre 1963 alors que la construction de l'enceinte de confinement a débuté (Cf. Figure 1).



Figure 1 : Construction de l'enceinte de confinement du réacteur Rapsodie en 1963  
(source : Brochure CEA, « Centre d'études nucléaire de Cadarache », date non précisée, p. 30)

Deux propositions ont été mises en concurrence : la première est une version améliorée de la conception initiale de Five-Penhoët ; la seconde est une proposition faite par la Société des forges et aciéries du Creusot-Loire (SFAC)<sup>91</sup>, rattachée à Indatom<sup>92</sup>, qui propose une solution

---

<sup>91</sup> La société des forges et aciéries du Creusot-Loire est l'une des deux lignées de fabricants des grandes pièces métalliques des réacteurs nucléaires, en particulier, la cuve et le circuit primaire (voir note 21). Elle sera à partir de 1975 et jusqu'à aujourd'hui l'unique fabricant des pièces métalliques nucléaires du parc électronucléaire français.

<sup>92</sup> Indatom est le deuxième consortium d'industriels s'inscrivant dans la politique des champions (voir note 45) issu principalement de la Compagnie des ateliers et forges de la Loire, parmi lesquelles figurent Le Creusot, la Banque de Paris

innovante pour rendre le bloc-réacteur asismique. Cette solution consiste à relier le bloc-réacteur à des piliers séparés.

La nouvelle conception de la Société Five-Penhoët est une version consolidée de la précédente. Elle est disposée sur un radier<sup>93</sup> unique et tenu par des tirants métalliques. Le principe est de solidariser le bloc-réacteur à l'enceinte de confinement en disposant les deux éléments sur le même radier et en rattachant le premier au second par des tirants métalliques. Cette disposition nouvelle permet d'augmenter la fréquence propre par rapport à la version originale à 6,7 Hz contre 3,3 Hz pour la première version (demeurant en dessous des 10 Hz demandés par le cahier des charges) grâce au raidissement des tirants de supportage. Cette nouvelle conception est accompagnée d'une étude de justification du comportement de l'ouvrage. Cette étude, effectuée à partir de la méthode Housner, donne une action mécanique, pour une accélération de 0,25g, équivalente à un effort sur chaque tirant de 26 tonnes. L'action du séisme est alors une nouvelle fois traduite depuis une valeur d'accélération – une force, elle-même issue de la transformation de l'intensité sismique – à une action mécanique exprimée en poids. Une fois traduite, cette action mécanique peut être mise en regard des caractéristiques intrinsèques de résistance du matériau, en l'occurrence le métal qui constitue les tirants. Ces derniers ont, selon le constructeur, une capacité de résistance de 50 tonnes, ce qui laisse un coefficient de sécurité de 2 par rapport au niveau de flambement<sup>94</sup> plastique de ces tirants, point à partir duquel les tirants métalliques se tordent irrémédiablement. En outre, le déplacement absolu du centre de gravité du nouveau bloc-réacteur profite désormais d'un facteur de marge de 3 par rapport à la contrainte du cahier des charges : 3,5 mm contre 10 mm exigés. De plus, il est envisagé d'interposer une couche de néoprène<sup>95</sup> entre le radier et le sol, ce qui « *augmenterait les valeurs des coefficients de sécurité, mais de manière difficilement quantifiable* »<sup>96</sup>.

La proposition de conception SFAC est innovante en ce qu'elle propose un dispositif parasismique qui évite le risque en décalant la fréquence propre de la structure dans les

---

et des Pays-Bas (désormais BNP Paribas), la société Neypric, Pechiney, la Société Saint-Gobain Nucléaire et la Société Générale de télégraphie sans fil.

<sup>93</sup> Le radier est, selon la définition de l'Académie des Sciences « une plate-forme de charpente ou de maçonnerie servant à asseoir une construction exposée au travail des eaux ou bâtie sur un sol meuble », par extension elle désigne la dalle de béton sur laquelle est posé le réacteur.

<sup>94</sup> La notion de flambement s'applique généralement à des poutres élancées qui, lorsqu'elles sont soumises à un effort normal de compression, ont tendance à fléchir et se déformer dans une direction perpendiculaire à l'axe de compression.

<sup>95</sup> La suspension d'un bâtiment ou d'un groupe de bâtiments sur des appuis élastiques en caoutchouc artificiel, comme l'est le néoprène, offre la possibilité de découpler les structures lourdes de l'excitation sismique horizontale. Ce découplage limite l'accélération horizontale, élimine pratiquement les mouvements de balancement et simplifie les calculs parasismiques. En contrepartie, il crée un mouvement de translation qui augmente les déplacements des structures, ce qui oblige à solidariser les différents bâtiments d'une même installation entre eux. Ce type d'appui a été très utilisé en France après la deuxième guerre mondiale pour les constructions en béton précontraint, et notamment par Société technique pour l'utilisation de la précontrainte (STUP). Toutes les installations nucléaires d'EDF jusqu'en 1969 sont disposées sur de tels appuis en élastomère. Voir Plichon, « *Les élastomères frettés et les appuis à friction – moyens modernes de supportages antisismique* », *Compte-rendu de la Réunion de spécialistes sur la conception antisismique des installations nucléaires*, OCDE, Paris, 1-3 décembre 1975, p. 203-219.

<sup>96</sup> Note technique, Bureau Veritas, « RAPSODIE – Bloc-Pile, protection contre les séismes, examen des solutions FIBVES-PENHOET et SFAC », Paris, 12 octobre 1963, p. 7.



hautes fréquences, ce qui réduit grandement les efforts sur le bloc-réacteur obtenus avec la méthode Housner. Par la mise en œuvre de barres de maintien horizontales à mi-hauteur du bloc-réacteur sur des piliers de soutien disposés sur un radier séparé, la fréquence propre de l'installation est de 18 Hz (largement supérieure aux 10 Hz imposés dans le cahier des charges)<sup>97</sup> et le mouvement relatif qui en découle inférieur au millimètre, soit un coefficient de marge de plus de 10 par rapport à l'exigence du cahier des charges. Les efforts correspondants sont du même ordre que ceux présentés par Fives-Penhoët et sont 5 fois inférieurs à la limite de flambage plastique des piliers, mais de seulement 1,5 pour le flambage plastique des barres de maintien antisismiques.

Une nouvelle fois, la CSIA mandate le Bureau Veritas pour expertiser les deux dossiers des constructeurs<sup>98</sup>. Pour réaliser son étude, le Bureau Veritas a lui-même fait appel à l'expertise d'un ingénieur américain « *reconnu internationalement* », Mario Salvadori<sup>99</sup>. Deux réunions ont lieu coup sur coup au mois d'octobre 1963 pour décider de la conception retenue. Le 4 octobre 1963, tout d'abord, se tient une réunion dans les locaux parisiens de Bureau Veritas entre des membres de la CSIA, le Bureau Veritas et Mario Salvadori qui a fait le déplacement pour rendre son avis<sup>100</sup>. Le 31 octobre se tient une seconde réunion de la CSIA durant laquelle sera officialisé le choix de la conception du bloc-réacteur pour Rapsodie.

L'avis de Salvadori porte autant sur les deux propositions de conception que sur la formulation même de l'appel d'offres. En effet, il y décèle ce qui lui semble être des insuffisances en termes d'exigence de sécurité. La première remarque de Salvadori est que l'accélération utilisée pour le séisme de référence (0,25g) pour rendre compte de la sismicité du site (intensité X) est « *nettement inférieure à ce que l'on peut attendre en un lieu où l'intensité Mercalli serait X : la valeur couramment admise est celle de Gutenberg, qui est de 0,67g* »<sup>101</sup>. La valeur de 0,25g selon la formule d'équivalence de Gutenberg correspond plutôt à une intensité sismique de niveau VIII sur l'échelle MSK. L'expert américain précise que l'adoption d'une valeur d'accélération plus basse, pour un niveau d'intensité sismique donné, dans les codes de construction par rapport à celle retenue par le sismologue, est une pratique courante servant à tenir compte de la faible étendue de la zone à intensité maximale et au grand

---

<sup>97</sup> Avis de la sous-commission de sûreté des Piles, réunion du 31 octobre 1963 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

<sup>98</sup> Note technique, Bureau Veritas, « RAPSODIE – Bloc-Pile, protection contre les séismes, examen des solutions FIBVES-PENHOËT et SFAC », Paris, 12 octobre 1963.

<sup>99</sup> Mario Salvadori est reconnu par ses pairs comme un représentant éminent de la communauté des ingénieurs des structures, qui lui discernent en 1993 la médaille Hoover. Il a travaillé pendant trois ans au projet Manhattan avant de créer avec Paul Weidlinger en 1945 un bureau d'étude d'ingénierie à New York. Il contribua à la construction de plusieurs gratte-ciels de New York et fut consultant à plusieurs reprises pour l'*Atomic Energy Agency* et l'*US Air force*. Il est reconnu pour son expertise sur l'effondrement des bâtiments causé autant par les tremblements de Terre que par des erreurs humaines. Goldberger, « *Mario G. Salvadori, Engineer and Inner-City Teacher, 90* », New York Times, 28 juin 1997 (URL:<https://www.nytimes.com/1997/06/28/arts/mario-g-salvadori-engineer-and-inner-city-teacher-90.html?scp=1&sq=Mario%20Salvadori&st=cse>).

<sup>100</sup> Lettre du Bureau Veritas « Rapsodie – protection contre les séismes : Visite du professeur Salvadori au Bureau Veritas le 4/10/63 », Paris, le 7 octobre 1963 ; compte-rendu de la Sous-Commission de sûreté des piles de la réunion du 4 octobre 1963 avec le professeur Salvadori.

<sup>101</sup> Lettre du Bureau Veritas « Rapsodie – protection contre les séismes : Visite du professeur Salvadori au Bureau Veritas le 4/10/63 », Paris, le 7 octobre 1963, p. 1.

amortissement apporté par des détériorations mineures<sup>102</sup>. Cette pratique s'explique par l'approche statistique des codes de construction qui ne visent pas à supprimer les dommages, mais à limiter à un faible pourcentage les destructions catastrophiques. Salvadori précise toutefois que « *ce faible pourcentage est cependant réel et inadmissible pour une installation nucléaire* ». L'expert américain incite la CSIA à retenir la valeur de 0,67 g plutôt que 0,25 g pour la sûreté des installations du site de Cadarache comme il est souligné dans le compte-rendu de réunion de la CSIA :

*« Le professeur Salvadori estime qu'il faut faire les calculs avec une accélération horizontale de 0,67g, au lieu de 0,25g choisie pour Rhapsodie. En effet, les dangers liés à une pile atomique sont d'un ordre de grandeur nettement supérieur à ceux d'une construction classique et il faut se prémunir complètement contre les plus graves séismes pouvant se produire »<sup>103</sup>.*

Le deuxième point soulevé par l'expert américain porte sur l'utilisation de la méthode Housner comme mode de représentation du signal sismique. Selon lui, les courbes d'Housner sont généralement trop optimistes, notamment du fait qu'il dessine des courbes moyennes et non enveloppe de la variabilité du phénomène et qu'il utilise un amortissement très optimiste (20 %). Il préfère, quant à lui, utiliser directement un signal sismique réel, issu d'un enregistrement, en l'occurrence, l'accélérogramme du séisme d'Imperial Valley enregistré à El Centro en 1940 (0,33g)<sup>104</sup>. Pour Salvadori, avec sa méthode, « *les contraintes maximales obtenues sont généralement supérieures à celles données par Housner, et trois fois celles données par les codes parasismiques* ». Salvadori conseille alors soit l'utilisation directe de l'accélérogramme d'El Centro modulé en accélération pour correspondre à la sismicité de Cadarache, soit l'utilisation de la méthode Housner, mais en effectuant des études avec plusieurs taux d'amortissement pour « *étudier la sensibilité à ce facteur* ». En dernier lieu, l'expert américain émet une préférence sur la conception Fives-Penhoët préférant un supportage du réacteur sur un radier unique et solidarisé par tirants plutôt que la conception SFAC sur piliers séparés. En effet, selon lui, ces derniers sont « *plus sensibles au flambement et*

---

<sup>102</sup> La dissipation d'énergie, non dommageable pour la tenue d'ensemble d'un bâtiment, par des déformations mineures est une thématique latente tout au long de ce manuscrit. L'idée est que cette dissipation d'énergie, qui n'est généralement pas prise en compte dans les codes de construction, peut être compensée par la diminution forfaitaire de la sollicitation sismique. De la sorte, la prise en compte du séisme demeure réaliste même si elle est issue d'une certaine forme de bricolage. Ce bricolage est une pratique non remise en cause dans le bâti courant du fait que l'objectif même des règles de construction parasismique qui est de limiter les dégâts en cas de séisme et non de les prévenir totalement. Par contre, l'utilisation de telles pratiques dans l'industrie nucléaire, ou dans toute autre industrie à risque, est plus contestable et contestée comme il sera mis en exergue tout au long de cette thèse.

<sup>103</sup> Compte-rendu de la Sous-Commission de sûreté des piles de la réunion du 4 octobre avec le professeur Salvadori.

<sup>104</sup> L'accélérogramme d'El Centro, en plus d'être un des plus anciens accélérogrammes de bonne qualité, a été de loin le plus utilisé pour les constructions parasismiques. Comme le souligne Clotaire Michel : « *Il n'est pas rare de trouver, 75 ans après, des études utilisant encore cet enregistrement malgré sa qualité limitée (c'est seulement le sixième enregistrement accélérométrique de l'histoire) par rapport aux enregistrements modernes* » (Michel, 2017, p. 8). Pourtant cet accélérogramme d'un séisme californien de forte magnitude (6,9 sur l'échelle de Richter) a une signature fréquentielle bien particulière. Ainsi l'utilisation massive de ce spectre dans les codes de constructions parasismiques, de par son contenu fréquentiel spécifique, aura eu pour effet « *d'augmenter systématiquement le dimensionnement des ouvrages de périodes propres courtes [hautes fréquences] et de diminuer systématiquement ces mêmes charges pour les ouvrages de périodes propres longues [fréquence basse], et cela sans tenir compte de la nature du sol ou des fondations* » (Cutcliffe, 1996, p. 314, traduction personnelle).

assurent moins de garanties de résistance à un séisme »<sup>105</sup>. L'avis de l'expert américain jette de sérieux doutes sur la robustesse de l'ensemble du projet Rapsodie – et pas que du bloc-réacteur – du fait notamment de la sous-évaluation importante de l'aléa sismique (0,25g contre 0,67g) dans le cahier des charges. De plus, l'utilisation de la méthode Housner lui semble également trop optimiste. Globalement, il met en garde contre les pratiques et méthodes utilisées dans la construction parasismique conventionnelle qu'il n'estime pas adaptées à l'exigence de sécurité d'une installation nucléaire.

Le Bureau Veritas rend son évaluation définitive le 12 octobre 1963<sup>106</sup>. Elle sert de base à la discussion puis au choix final de conception qui est décidé lors d'une réunion de la CSIA le 31 octobre<sup>107</sup>. Suite à l'avis de Salvadori, le Bureau Veritas conclut qu'ils peuvent continuer à utiliser les calculs actuels pour comparer des solutions techniques, mais non pour définir un minimum acceptable pour la construction d'installation nucléaire. Ils reprennent dans leur rapport les recommandations de l'expert américain et estiment que, pour être définitivement certifié robuste, le comportement de la centrale de Rapsodie, et en particulier le Bloc-réacteur, devra être évalué avec des sollicitations sismiques plus importantes. Il est ainsi écrit dans leur rapport que :

*« Il est nécessaire de poursuivre les mesures expérimentales d'amortissement qui, jusqu'ici, confirmaient la valeur de Housner, et d'effectuer sur la structure choisie le calcul de Housner avec 0,67g puis avec un accélérogramme double de celui d'El Centro »<sup>108</sup>.*

À l'aune des insuffisances soulevées par Salvadori, le Bureau Veritas place au cœur de son évaluation le rapport à l'incertitude et la possibilité d'une telle vérification *a posteriori*, par des études complémentaires, du bon comportement des deux blocs-réacteurs à une sollicitation sismique plus réaliste. Ainsi, la société Five-Penhoët apporte une contribution jugée importante par le Bureau Veritas. Elle a, en effet, fait effectuer aux États-Unis des calculs relatifs aux mouvements et aux contraintes subis par le bloc-réacteur à partir d'autres hypothèses de sollicitation sismique : en l'occurrence, avec l'accélérogramme du séisme El Centro du 18 mai 1940 (accélération maximale 0,33g) et avec la méthode d'Housner en utilisant cette fois-ci 0,33g (contre 0,25g à l'origine). Ces hypothèses sont inférieures à celles recommandées par Salvadori, mais présentent déjà une certaine avancée. Les résultats obtenus sont les suivants :

---

<sup>105</sup> Lettre du Bureau Veritas « Rapsodie – protection contre les séismes : Visite du professeur Salvadori au Bureau Veritas le 4/10/63 », Paris, le 7 octobre 1963, p. 8.

<sup>106</sup> Note technique, Bureau Veritas, « RAPSODIE – Bloc-Pile, protection contre les séismes, examen des solutions FIBVES-PENHOËT et SFAC », Paris, 12 octobre 1963.

<sup>107</sup> Avis de la sous-commission de sûreté des Piles, réunion du 31 octobre 1963 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

<sup>108</sup> Ibid., p.5.

*« Sur chaque tirant un effort de 45 tonnes [avec Housner 0,33g], tandis que si la structure est excitée par l'enregistrement du séisme d'El Centro correspondant à une accélération horizontale théorique de 0,33g, on obtient sur chaque tirant un effort de 90 tonnes »<sup>109</sup>.*

La conception Fives-Penhoët prévoyait une résistance des tirants métalliques jusqu'à un effort de 50 tonnes. Cette résistance est suffisante pour couvrir le surplus d'efforts avec le spectre Housner à 0,33g, mais pas l'effort obtenu avec l'accélérogramme d'El Centro, qui est pratiquement deux fois supérieur. Ainsi, même avec un aléa sismique sous-évalué d'un facteur équivalent à 2, en utilisant 0,33g plutôt que les 0,67g préconisés par Salvadori, la robustesse du bloc-réacteur est compromise. Le constructeur précise cependant qu'il pourra utiliser la maquette à l'échelle 1 du bloc-réacteur qu'il a réalisée pour tester la résistance de la conception aux épreuves de pression, pour tester le comportement de la conception sous sollicitations en allant jusqu'à la ruine après que tous les essais de pression auront été effectués. Ces essais permettront alors de vérifier expérimentalement la limite de résistance des tirants métalliques. De la sorte, la conception Fives-Penhoët ne semble pas tout à fait robuste à la menace sismique, mais elle a le double avantage de proposer certaines garanties à des niveaux plus faibles et de pouvoir envisager de continuer des études et des essais à des niveaux plus importants.

---

<sup>109</sup> Sous-commission de sûreté des piles, « Examen du dossier FIVES PENHOET », 25 octobre 1963.



Figure 2: Photo de la maquette échelle 1 du bloc-pile Rapsodie de conception Fives-Penhoët pour essais pression  
(source : CEA, « Centre d'études nucléaire de Cadarache », date non précisée, p. 38)

À l'inverse, la conception SFAC, qui présente *a priori* de meilleures performances, présente en outre de nombreuses incertitudes. Notamment, la bonne réalisation paraît difficile à atteindre pour le Bureau Veritas, étant donnée la difficulté de bien régler initialement les barres antisismiques, ainsi que leur probable évolution différentielle dans le temps due aux mouvements du béton. Or si les barres ne sont pas parfaitement alignées, cela pourrait engendrer des déplacements différentiels tels que la structure pourrait s'entrechoquer avec l'enceinte de confinement. Un autre problème vient du faible coefficient de sécurité du flambage plastique des barres antisismiques (coefficient 1,5) qui ne permet pas de couvrir suffisamment la sous-évaluation de l'aléa sismique : elle ne couvre ni l'hypothèse Housner 0,33g, ni l'hypothèse El Centro 0,33 g. Un autre facteur décisif, car générateur d'incertitudes, vient du fait qu'il serait difficile d'effectuer des vérifications expérimentales du comportement réel de la structure sur modèles réduits, alors que la conception Fives-Penhoët possède déjà une maquette à Saint-Nazaire sur laquelle il est possible de vérifier certains paramètres. Le Bureau Veritas conclut alors :

*« On peut estimer que les deux structures envisagées seraient capables de résister au séisme de référence [celui du cahier des charges : Housner 0,25g] [et que] sur l'une des structures, la*

*vérification expérimentale sur le bloc-pile lui-même des hypothèses admises et des calculs effectués paraît possible »<sup>110</sup>.*

La position de la CSIA sur les deux conceptions penche également en faveur de celle de Fives-Penhoët<sup>111</sup>. Bien que la fréquence minimale du cahier des charges ne soit pas respectée (6,7 Hz au lieu de 10 Hz), le fait que la solution dispose d'un radier unique diminue le risque d'excentrement des barres de contrôle par rapport au cœur et compense, selon eux, la trop basse fréquence propre. De plus, la solution proposée ne semble pas comporter d'incertitudes majeures et se prête à un développement de calculs plus détaillés que ceux qui ont été effectués ainsi qu'à une confirmation expérimentale de certains résultats relativement aisée. D'autre part, la solution par tirants ne comporte pas de difficultés de réalisation. À l'inverse, la solution SFAC présente de grandes incertitudes sur la possibilité d'une bonne réalisation ainsi que de son comportement réel en cas de séisme. Un travail effectué par le GTSP met en cause l'augmentation de l'hyperstaticité qu'engendrerait l'adjonction de barres anti-séisme et renforce la présomption d'une mauvaise tenue de ce système aux chocs successifs pendant le passage des ondes sismiques<sup>112</sup>. De plus, le faible coefficient de sécurité au flambage nécessiterait de reconsidérer le dimensionnement des barres antisismique. Enfin, les indéterminations résultantes ne paraissent pas pouvoir être levées par de nouveaux calculs ou par une étude expérimentale simple.

La position finale de la CSIA est de réaliser la solution Five-Penhoët, mais à condition de doubler le coefficient de sécurité du flambage des tirants, passant alors de 2 à 4 (4x26=104 tonne). Ce doublement du coefficient de sécurité des tirants a pour objectif, selon la CSIA, de couvrir les efforts calculés à partir de l'accélérogramme d'El Centro à 0,33g (90 tonnes), ainsi que la sous-évaluation de l'aléa sismique avec l'utilisation de la méthode Housner (0,33g au lieu de 0,67g, effort estimé par extrapolation linéaire 45x2=90 tonnes). Ce dernier point est une approximation grossière dont les membres de la CSIA et du Bureau Veritas ont conscience. Ils précisent que pour obtenir les sollicitations résultant d'un séisme d'intensité X, dans l'absolu et suivant la formule de Gutenberg-Richter préconisée par Salvadori, il faudrait doubler les résultats obtenus par Five-Penhoët lors de la vérification de la tenue de leur conception à l'accélérogramme d'El Centro 0,33g (soit 180 tonnes). Toutefois, il n'est pas demandé de vérification à ce niveau-là et la CSIA considère que l'on peut « *raisonnablement couvrir ce manque par un coefficient de sécurité de 4 dans le flambement des tirants* »<sup>113</sup>. De plus, la CSIA demande que dans les calculs de dimensionnement, les

---

<sup>110</sup> Note technique, Bureau Veritas, « RAPSODIE - Bloc-Pile, protection contre les séismes, examen des solutions FIVES-PENHOËT et SFAC », Paris, 12 octobre 1963, p. 43.

<sup>111</sup> Ibid.

<sup>112</sup> Note de Jean Bourgeois au chef du Département de construction des Piles du CEA envoyée le 3 décembre 1963, (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

<sup>113</sup> Avis de la sous-commission de sûreté des Piles, réunion du 31 octobre 1963, p. 4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

contraintes sismiques soient cumulées avec l'état du réacteur le plus pessimiste, c'est-à-dire celui correspondant à l'accident maximum crédible<sup>114</sup>, à savoir le feu de sodium.

Depuis 1958 et une communication célèbre de l'expert américain Clifford Beck à la deuxième conférence « *Atoms for Peace* » en 1958<sup>115</sup>, l'accident maximum crédible est utilisé dans l'industrie nucléaire comme une hypothèse fondamentale de conception des installations nucléaires. Elle est fondée sur la définition d'un accident considéré comme le plus grave susceptible d'advenir et sur la prise en compte la plus pessimiste de ses conséquences en termes d'émission de particules radioactives. L'objectif de la démarche de conception est alors de déterminer une conduite qui diminue le plus possible les possibilités d'occurrence d'un *Maximum credible accident*<sup>116</sup> et, dans le cas où il adviendrait, de prendre toutes les précautions possibles pour en diminuer les conséquences. Pour bien comprendre ce que recouvre la définition de l'accident maximum crédible en termes de conception, il faut revenir rapidement sur la pratique courante. Dans la conception d'un ouvrage quelconque, on détermine les charges auxquelles doit résister l'ouvrage en fonction de ses conditions de fonctionnement. Généralement, il y a des conditions normales et des conditions exceptionnelles. Par exemple, pour la conception d'un pont, il est courant de prévoir en plus des conditions normales de circulation – un certain nombre de voitures par exemple – qui pèsent sur l'édifice en permanence, des surcharges occasionnelles, correspondant à des conditions exceptionnelles de fonctionnement – par exemple le passage d'un convoi militaire –. La prise en compte de l'accident maximum crédible dans la conception des installations nucléaires, notamment du bloc-réacteur de Rapsodie, est la condition de fonctionnement extrême pour laquelle on prévoit que le réacteur sera irrémédiablement endommagé, mais que les rejets radioactifs en dehors de l'enceinte seront

---

<sup>114</sup> L'accident maximum crédible est le postulat déterministe de base à la conception des réacteurs nucléaires aux États-Unis et *a fortiori* dans le monde. Le principe est de dimensionner les installations nucléaires à partir des conditions (de pression, de température, de radiation, etc.) qui résulteraient du pire accident envisageable. Le postulat sous-jacent est que ce scénario serait enveloppe, c'est-à-dire qu'il couvre implicitement tous les autres scénarii possibles. Pour Jean Bourgeois, l'intérêt de ce concept est avant tout heuristique : « *le mérite essentiel du critère d'accident maximum est celui d'identifier les paramètres importants, et de développer de nombreuses études qui aboutissent bon ou mal an à une amélioration de la sécurité (par exemple, systèmes de chute de barres, systèmes d'enceintes, études de fractures de l'acier...)* » (Jean Bourgeois, « Quelques remarques sur la sécurité des réacteurs à la conférence de Genève », 9 octobre 1964, p.4). Le principe d'accident enveloppe a été remis en cause par le développement des analyses probabilistes dans les années 1970. Ces dernières ont montré que la probabilité de survenue d'un accident nucléaire faisant suite à une succession de petites déconvenues matérielles et/ou humaines était plus probable qu'un accident qui ferait suite au dit scénario enveloppe. Pour une histoire des approches déterministe et probabiliste dans la sûreté nucléaire aux États-Unis, voir (Carlisle, 1997 ; Walker & Mazuzan, 1997 ; Walker & Wellock, 2010 ; Wellock, 2017). Pour l'histoire française, voir (Foasso, 2003). Pour une analyse sociohistorique de la frontière entre probable et improbable dans la construction des scénarii accidentels dans la sûreté nucléaire américaine et française, voir (Goumri, en cours).

<sup>115</sup> Beck, Mann, Morris (1959), «Reactor Safety, Hazards Evaluation and Inspection», Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Vol. 11, Nations Unis, Genève, pp. 17-20.

<sup>116</sup> La définition du *Maximum credible accident* et de ses conséquences doit être consignée dans un chapitre d'un rapport de sûreté que l'opérateur doit transmettre à l'autorité de sûreté américaine. Sa définition est donnée dans l'article de Clifford Beck et elle est la suivante : «*Potential hazards which could arise from operation of the facility are defined. Description leads to a set of assumptions, realistically related to the characteristics of the reactor and the design of the facility, which would result in an accident having consequent damages not expected to be exceeded by any other credible accident. Having defined these assumptions, analysis is made of the consequences both to the occupants of the facility and the inhabitants of surroundings public areas, and it is required that the consequent damages to the public even from the maximum credible accident would not be beyond those considered acceptable*» (Ibid., p.19).

limités. La prise en compte de cette condition de fonctionnement dans la conception est très contraignante du fait des charges très élevées qu'elle engendre, notamment en termes de pression, de température d'ambiance et de radioactivité. De ce fait, ces conditions de fonctionnement sont utilisées uniquement pour un nombre limité d'équipements et de bâtiments vitaux pour la sûreté.

Pour compenser la sous-évaluation de l'aléa sismique, la CSIA demande au concepteur de cumuler dans la conception du bloc-réacteur les charges dues au séisme (efforts notamment) et les charges dues à l'accident maximum crédible. Ses charges ne sont pas forcément additionnables, mais elles forment un ensemble de conditions de fonctionnement très exigeantes. Par exemple, bien que la température ne s'ajoute pas à l'action mécanique d'un séisme, elle modifie le comportement des matériaux et ainsi leur capacité de résistance à la force sismique. Pourtant, la probabilité qu'un séisme survienne alors que l'accident maximum crédible est en cours est pratiquement nulle ; il s'agit d'un postulat de conception arbitraire, un bricolage permettant de prendre en compte dans la conception des insuffisances et des incertitudes diverses et variées.

Le tableau suivant résume deux propositions de conception ainsi que la solution envisagée par la CSIA :

Tableau 1 : Résumé des propositions pour la conception du bloc-pile de la centrale de Rapsodie et solution proposée par la CSIA

Fives-Penhoët – Tirants	SFAC – Dispositif antisismique
<ul style="list-style-type: none"> <li>- Fréquence propre &lt; 10HZ (6,8 HZ)</li> <li>- Déplacement : environ 3 mm</li> <li>- Coefficient de sécurité flambage tirants : 2</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Fréquence propre &gt; 10 Hz (18 Hz)</li> <li>- Déplacement : &lt; 1 mm</li> <li>- Coefficient de sécurité flambage des barres antisismiques : 1,5</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>- Vérification El Centro 0,33g</li> <li>- Pas d'incertitudes majeures</li> <li>- Vérification expérimentale envisageable</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Difficulté de construction</li> <li>- Beaucoup d'incertitudes</li> <li>- Difficile à vérifier</li> </ul>
<p><b>Solution retenue : Fives-Penhoët sous réserve de :</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Doubler le coefficient de sécurité utilisé pour la limite de flambage des tirants (2→4) pour compenser une accélération de 0,33g au lieu de 0,67g</li> <li>- Combiner avec l'accident maximum crédible (feu de sodium)</li> </ul>	

Le projet Rapsodie pose d'importants challenges techniques. En particulier, la construction d'une enceinte de confinement métallique est nouvelle en France. En cas de séisme, ce bouclier de protection pose certaines difficultés de compatibilité avec le bloc-réacteur qu'il protège. En effet, en cas de séisme, le contenu de l'enceinte et l'enceinte elle-même pourraient s'entrechoquer et occasionner des dommages importants. De plus, des



déplacements trop importants pourraient compromettre la chute des barres de contrôle, indispensable à prévenir l'accident grave en cas de séisme. La solution Fives-Penhoët consiste à solidariser par des tirants métalliques le bloc-réacteur et l'enceinte. La solution SFAC consiste à rendre le bloc-réacteur asismique en faisant tendre vers zéro ses déplacements en cas de séisme. Les deux conceptions répondent à un cahier des charges qui a lui-même été remis en cause, notamment du fait de la sous-évaluation manifeste de l'aléa sismique. Malgré cette sous-évaluation, la CSIA n'envisage pas de reporter ou d'annuler le projet dont la construction a déjà largement débuté. Par contre, elle envisage de se doter d'un certain nombre d'éléments favorables qui permettent d'obtenir un niveau de sûreté suffisant. En particulier, elle demande le renforcement de la résistance des tirants métalliques, essentielle pour éviter l'entrechoquement dans la conception Fives-Penhoët, jusqu' à un niveau suffisamment élevé pour couvrir une partie de la sous-évaluation et ils demandent également le cumul des charges liées à l'action sismique avec les conditions de fonctionnement les plus défavorables, celles de l'accident maximum crédible.

Pour faire son choix entre les deux conceptions, la CSIA se fonde à la fois sur les performances estimées des conceptions face à une sollicitation sismique et également sur la certitude, la confiance et les moyens de vérification de la réalité de cette performance. Les études ne se suffisent pas à elles-mêmes, mais doivent faire état d'une démonstration de leur fiabilité pour être adoptées par la CSIA. Et cela paraît d'autant plus important que dans cet épisode de la conception du bloc-réacteur de Rapsodie, le phénomène sismique, sa représentation et son impact sur les installations nucléaires paraissent bien mal maîtrisés.

Ce premier cas d'étude permet d'illustrer les caractéristiques de la robustesse parasismique dans les industries à risques telles qu'elles ont été présentées en introduction générale : elle est une qualité relationnelle, qui dépend d'une conviction partagée au sein d'une arène subpolitique et qui se réalise, dans le cas de la menace sismique, dans une mise en équivalence entre le séisme comme phénomène naturel, le séisme comme source de défaillance et le séisme comme facteur de risque nucléaire.

La robustesse est une question de conviction, une conviction partagée au sein d'une communauté de pratiques. Dans le cas de Rapsodie, la CSIA a la responsabilité d'instaurer la robustesse du projet. Du point de vue sismique toutefois, elle ne possède pas les compétences nécessaires et fait appel à un acteur tiers, le Bureau Veritas. Mais les compétences de ce dernier sont également insuffisantes et il fait lui-même appel à un expert américain de la construction parasismique. La France a une faible expérience en matière d'ingénierie parasismique : la première règle technique est parue en 1955 alors qu'il en existe depuis 1906 aux États-Unis, 1908 en Italie et 1923 au Japon (Cutcliffe, 1996). De plus, ces règles sont adaptées aux bâtis courants, mais pas aux exigences de sécurité imposées par le danger d'une installation nucléaire.

La robustesse est également une qualité qui se définit de façon relationnelle. L'insuffisance des aménagements de la conception Fives-Penhoët pour couvrir totalement la sous-évaluation

de l'aléa est consciente chez les membres de la CSIA, mais elle permet de se donner de bonne chance d'assurer le bon fonctionnement des barres de contrôle et l'arrêt de la réaction nucléaire. Si bien que, en cas de fuite du réacteur et de l'enclaustrage de confinement, la quantité d'éléments radioactifs qui s'échapperait dans l'environnement serait limitée. De plus, le cumul des charges sismiques avec les charges de l'accident maximum crédible permet de s'assurer d'une bonne résistance générale des équipements et bâtiments pour assurer le maintien du confinement. L'état supposé de robustesse est alors atteint, non pas par une démonstration de l'intégrité de tous les éléments de la centrale face à la menace sismique, mais par une conviction dans la capacité fonctionnelle du système à assurer un service minimum pour limiter suffisamment la fuite d'éléments radioactifs dans l'environnement en cas de séisme. Ce sont le fonctionnement des barres de contrôle et l'existence de l'enclaustrage de confinement qui confèrent à l'installation une robustesse jugée suffisante, et non la prise en compte à la conception d'une charge sismique suffisante pour couvrir l'aléa du site.

Enfin, la robustesse parasismique s'établit dans une mise en équivalence entre différentes représentations du séisme dans les différents modes d'existence du risque. Le séisme est réduit à une intensité sismique quand il est un aléa naturel. Dans la conception, le séisme est un poids, une charge supplémentaire à laquelle un bâtiment ou un équipement doit résister. Pour passer d'une intensité sismique à une force de contrainte, la sollicitation sismique doit passer dans un espace de commune mesure (Desrosières, 1993), celui des forces newtoniennes. Le séisme est une énergie délivrée en souterrain et qui se propage à travers des ondes. Le sol, au passage des ondes sismiques entre en mouvement. Ce mouvement est caractérisé par un déplacement, une vitesse et une accélération. Cette dernière est une force au sens newtonien et peut alors être transformée en action mécanique. Il reste donc à nouer une relation d'équivalence entre l'intensité sismique et l'accélération. De telles relations existent depuis la fin du XIX<sup>e</sup> siècle (Davidson, 1927). Il en existe en pratique un très grand nombre. Dans la première version du projet Rhapsodie, celle utilisée est celle des règles de construction du bâti courant. Celle-ci n'est pas le résultat d'une relation scientifique, mais plutôt d'une convention pratique permettant de limiter l'étendue des dégâts en cas de séisme. Selon l'expert américain mobilisé, cette convention tend à surévaluer de près de trois fois l'accélération réelle pour une intensité sismique donnée. La traduction du phénomène sismique dans différents modes d'existence permet la réalisation de la robustesse.

Ce premier cas d'étude est un bon exemple de l'intérêt de considérer la continuité des modes d'existence du risque dans l'industrie nucléaire. La découverte de l'étendue de la menace sismique sur le site de Cadarache oblige à revoir la conception du projet pour assurer sa robustesse parasismique. Recouvrer cette robustesse est passé par la révision de l'évaluation de l'aléa sismique et par la modification de la conception du bloc-réacteur. Pris individuellement, l'aléa sismique semble toujours sous-évalué par rapport à la vision réaliste préconisée par l'expert américain ; le bon comportement du bloc-réacteur n'est pas garanti au niveau réel de l'aléa ; l'installation paraît vulnérable au séisme. Pris ensemble, par contre, le cumul des charges sismiques aux charges dues à l'accident maximum crédible ainsi que le

renforcement des tirants métalliques donne un certain nombre de garanties, bien que non quantifiables, de la bonne capacité des barres de contrôle à s'actionner et d'arrêter la réaction nucléaire et aux équipements et bâtiments de demeurer intègres après le séisme et ainsi de maintenir le confinement des matières radioactives ; de ce point de vue la robustesse parasismique semble acquise.

Dans le cas de Rapsodie, si les questions de représentation de l'aléa sismique ont été centrales, très peu de place a été laissée à la question de l'évaluation de l'aléa sismique en tant que telle. L'intensité sismique de référence X MSK n'est jamais questionnée, la probabilité associée à ce scénario non plus et le caractère suffisant de cette évaluation pas plus. Dans la section suivante, il sera question de la robustesse parasismique du point de vue de l'évaluation de l'aléa sismique en France métropolitaine. Depuis le début du programme nucléaire, tous les sites étaient considérés comme non sismiques et pourtant, en 1962, un séisme survient sur l'un d'eux. Avant de revenir sur cet épisode, un détour par l'histoire de l'évaluation de l'aléa sismique en France est nécessaire pour comprendre le contexte de cette pratique.

### Épilogue

Rapsodie diverge en 1967, fonctionne jusqu'en 1983 et est depuis ce jour toujours en démantèlement<sup>117</sup>. Le bloc-réacteur de Rapsodie est de conception Fives-Penhoët, disposé sur un radier unique et ancré à l'enceinte de confinement par tirant. L'enceinte de confinement métallique est pensée comme pouvant assurer une protection absolue en cas d'accident et sa défaillance en cas de séisme n'est pas envisagée<sup>118</sup>. L'accident maximum crédible retenu est un feu de sodium entraînant un échauffement de l'atmosphère intérieure et une surpression. L'enceinte de confinement est calculée pour résister à un séisme 0,25g, cumulé aux conditions de pression et de température en cas de feu de sodium et aux conditions locales maximales de vent, de neige et de température. C'est un cylindre de 25 m de diamètre, avec un fond supérieur hémisphérique, un fond inférieur torisphérique (cf. Figure 3). Cette enveloppe est supportée par une double jupe en acier ancrée dans le béton de fondation.

La relative sous-évaluation de l'aléa sismique pour la conception du réacteur sera en partie comblée par une réévaluation de l'aléa à une intensité VIII sur l'échelle MSK en 1968. Notons enfin que de nombreuses installations du CEA à Cadarache, dont Rapsodie ne fait pas partie, ont dû effectuer des travaux importants de renforcement face au phénomène

---

<sup>117</sup> En 1994, soit 11 ans après l'arrêt définitif du réacteur, un accident cause la mort d'un ingénieur et blesse 4 techniciens. Lors d'un travail de nettoyage dans un réservoir de sodium, il se produit une explosion chimique de sodium contaminé par du césium radioactif. Ce fait est rappelé pour mettre en exergue qu'une installation nucléaire ne cesse pas d'être dangereuse au moment de son arrêt de fonctionnement, ou après le déchargement de son combustible. La présence de résidus de matières radioactives et la radioactivité de certains équipements ou enceintes qui ont été particulièrement exposés au rayonnement étendent la période de maintien de la sûreté de l'installation, y compris face aux aléas externes, bien au-delà de la date d'arrêt d'un réacteur.

<sup>118</sup> Rapport de sûreté définitif du réacteur Rapsodie, volume I, 1970, page 43 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses).

sismique suite à plusieurs réévaluations de l'aléa à la fin des années 1990, faisant suite à l'abandon de l'intensité comme indicateur de référence de la sismicité.



Figure 3: Réacteur Rapsodie en 1967 (source : CEA, « Rapport de sûreté définitif de Rapsodie », Fonds d'archives IRSN)

### **1.3. Les limites de l'évaluation de l'aléa sismique en France**

La section précédente a surtout mis l'accent sur les défauts de transformation de l'aléa sismique en contrainte physique sur un bloc-réacteur. Mais l'aléa sismique, au sens du sismologue, caractérisé par une intensité sismique, paraissait bien défini. Du moins, l'intensité X sur échelle MSK attribuée au site de Cadarache n'a pas fait l'objet de débat. Seules la transformation de cette intensité en accélération du sol et la représentation du signal sismique pour son intégration dans des études de comportement de l'installation, préoccupations d'ingénieurs s'il en est, ont été des points de discussion, d'hésitation, de surprise et finalement des modalités structurant la décision relative à la conception de Rapsodie. Pourtant l'aléa sismique est loin d'être un sujet maîtrisé. En 1962 par exemple, une succession de séismes survient dans le Vercors à proximité du site nucléaire de Grenoble, où plusieurs réacteurs sont alors en construction, et cela alors même que la région avait été considérée en première estimation comme non sismique. C'est qu'au début des années 1960, l'évaluation de l'aléa sismique en France est un sujet émergent dont le développement est la

charge du seul Jean-Pierre Rothé, géophysicien et directeur de l'Institut de physique du Globe de Strasbourg.

### 1.3.1. L'évaluation de l'aléa sismique en France : une histoire de famille

Les acteurs du nucléaire, dans leurs travaux sur l'aléa sismique, vont chercher à s'appuyer sur le corpus de connaissances sur l'évaluation des séismes. Ce dernier est essentiellement constitué de catalogues de séismes anciens, enregistrés ou archivés. Dans l'histoire de l'instauration de la robustesse sismique dans le nucléaire, une figure joue un rôle majeur : Jean-Pierre Rothé. Il est incontournable dans l'évaluation de l'aléa sismique pour la France métropolitaine et d'outre-mer. Il est chargé d'établir seul la carte de sismicité de la France métropolitaine dont il donnera plusieurs versions jusqu'à la publication officielle de la nouvelle réglementation parasismique, les règles PS69<sup>119</sup>. Jusqu'au milieu des années 1970, il est le seul détenteur de la donnée sismique en France.

L'évaluation de l'aléa sismique en France, à l'instar des autres régions intraplaques<sup>120</sup>, repose sur la constitution de catalogues de séismes. La constitution de tels catalogues revient à répertorier dans l'espace et dans le temps tous les événements historiques dont l'origine peut être attribuée à un tremblement de terre. Trois types de recueils de données ont été développés. Le premier est un travail d'archives, où l'objectif est de collecter tous les éléments qui peuvent, dans les documents paroissiaux, dans les journaux, dans les romans, les missives, les échanges épistolaires, etc., faire état d'un tremblement de terre passé soit directement, soit indirectement par la constatation des dégâts ou du ressenti des populations qui pourrait être causés par un séisme. Progressivement au XIX<sup>e</sup> siècle se met en place un deuxième type de recueils par la constitution de recension annuelle des tremblements de terre, qui sont recueillis par les premiers sismologues naturalistes et/ou ingénieurs. Enfin, dans la deuxième moitié de ce XIX<sup>e</sup> siècle se développe une instrumentation permettant l'enregistrement de secousses sismiques, même très faibles, qui permet une meilleure veille des séismes qui se produisent autour du globe. Depuis cette période, le réseau de surveillance sismique n'a de cesse de se densifier et de gagner en précision. Ainsi, plus on remonte loin dans l'histoire, moins le catalogue est exhaustif et plus il a tendance à ne retenir que les séismes les plus puissants. Les séismes de la période instrumentale, de par l'information contenue dans la

---

<sup>119</sup> Des versions intermédiaires des règles, non officialisées, ont été largement utilisées dans le nucléaire. Il s'agit notamment des PS62 en 1962, des PS64 et des PS67. Dans le bâti conventionnel, seules les PS64 ont également été utilisées, les autres versions intermédiaires ayant servi uniquement dans l'industrie nucléaire.

<sup>120</sup> Selon la théorie de la tectonique des plaques, la Terre est composée de plusieurs grandes plaques tectoniques en mouvement les unes par rapport aux autres. Les lignes frontalières entre ces plaques sont le lieu privilégié des séismes, surtout des plus grands, et sont désignées comme des zones interplaques. Par opposition, les régions moins sismiques, situées au milieu des plaques, sont appelées zones intraplaques. La sismicité de ces zones est généralement moindre, bien que non nulle, et certaines de ces zones peuvent même être très sismiques (Larroque, 2009). D'une manière générale, la sismicité des zones intraplaques est moins bien connue du fait de la relative rareté des occurrences (Bernard, 2017 ; Larroque, 2009).

compilation de sismographes, peuvent être caractérisés par leurs paramètres physiques (magnitude, profondeur, localisation de l'épicentre) tandis que les séismes plus anciens sont caractérisés par leurs paramètres empiriques (intensité macrosismique, isoséiste<sup>121</sup>).

La seconde moitié du 19<sup>e</sup> siècle est marquée par l'essor des premiers instruments d'enregistrement des secousses sismiques. La densification du réseau d'instrument sismique autour du globe à partir de la fin du 19<sup>e</sup>, et qui se poursuit tout au long du 20<sup>e</sup> siècle, a radicalement changé le mode de computation des catalogues séisme en multipliant de façon exponentielle le nombre de séismes répertoriés en couvrant de plus en plus de territoire et en enregistrant des séismes de plus en plus faibles. La massification de la donnée enregistrée n'a pas éclipsé pour autant l'importance des données historiques. En effet, la dynamique du phénomène sismique, surtout lorsque l'on s'éloigne des zones interplaques, est régie par des mécanismes physiques de très longue haleine (de l'ordre du millier voire de la dizaine de milliers d'années). Cette temporalité rend insuffisante la représentation du phénomène sismique par les données instrumentales. Les données historiques jouent de ce fait un rôle encore important, si ce n'est primordial, dans l'évaluation de l'aléa des régions à sismicité faible ou modérée.

C'est ainsi qu'Edmond Rothé (1873-1942), physicien et fondateur et directeur de l'Institut de physique de Strasbourg (IPGs), du Bureau central international de sismologie (BCIS), du Bureau central de sismologie français (BCSF), ainsi que secrétaire générale de l'Association internationale de sismologie (AIS) entre 1921 et 1942, entreprit d'établir une histoire des séismes en France sur la base d'une compilation des catalogues de Von Hoff, de Ferdinand Montessus de Ballore et surtout d'Alexis Perrey ainsi que des archives issues des sociétés savantes et de la compilation de publications éparses<sup>122</sup>. Son catalogue répertorie plusieurs centaines de séismes, indiquant leur localisation, leur date et y joignant toutes les fiches qui décrivent les dégâts observés. Selon les séismes considérés, le nombre d'entrées varie d'une à plusieurs dizaines. Par ailleurs, Edmond Rothé met en place à partir de 1919 la publication annuelle de l'Annuaire de l'Institut de physique du globe de Strasbourg<sup>123</sup> qui contient une partie réservée à la sismologie dans laquelle sont contenus tous les renseignements détaillés sur les secousses sismiques ressenties chaque année en France. En parallèle, il met en place un système de recueil d'informations après chaque séisme, en faisant envoyer systématiquement des questionnaires aux communes impactées. Avec ce système, le BSCF obtient des données systématiques et en quantité suffisante pour déterminer l'intensité du séisme et tracer l'étendue des dégâts observés pour chaque intensité après un séisme. Les actions d'Edmond Rothé ont doté la France d'un réseau complet de recueil de données sur sa sismicité (catalogue ordonné des archives disponibles sur les séismes historiques, relevé

---

<sup>121</sup> Les isoséistes sont des zones circulaires autour de l'épicentre d'un séisme dans lesquelles on observe des dommages d'intensité comparable. En fonction de la taille des zones, de leur forme et de l'intensité, il est possible de déterminer, avec plus ou moins de précision, la profondeur et la localisation d'un séisme.

<sup>122</sup> Rothé, E., (1925), « Observations sismologiques en France. Guide pour l'observation des tremblements de terre », *Comptes-rendus du Congrès des sociétés savantes*, p.115-125

<sup>123</sup> Remplacé par les "Annales de l'Institut de Physique du Globe » en 1936.

systématique des dégâts et ressentis des populations après un séisme et réseau d'enregistrement instrumental des séismes). Pour autant et malgré son activisme en la matière<sup>124</sup>, son travail ne sera jamais employé dans une démarche de prévention du risque sismique en France. C'est qu'il lui manquait deux éléments pour que son travail puisse s'articuler aux travaux des ingénieurs de construction : systématiser la quantification des séismes en termes d'intensité macrosismique et dresser des cartographies d'aléas. C'est son fils, le géophysicien Jean-Pierre Rothé (1906-1991), qui s'est chargé de combler ces manques. Suite au décès de son père en 1942, il est devenu à son tour directeur de l'IPGs, du BCIS et du BCSF et secrétaire générale de l'AIS, postes qu'il a occupés jusqu'à sa retraite en 1975.

Dans les années 1940, Jean-Pierre Rothé publie deux études sur la sismicité du sud-est de la France. Bien que l'objet de ces études soit principalement de repérer l'occurrence des séismes le long de deux arcs sismiques (Cf. Tableau 2, Carte 1), une quantification de la sismicité de la région est précisée par une magnitude maximale de 6,2 sur l'échelle de Richter et une intensité macrosismique comprise entre VIII et X sur l'échelle MSK. Avec la Seconde Guerre mondiale et la mort de son père en 1942, la publication des données sismiques annuelles s'est interrompue entre 1939 et 1948. En 1954, Jean-Pierre Rothé et N. Dechevoy publient une étude pour combler cette interruption, rassemblant toute la documentation sismique de la période 1940-1950<sup>125</sup>. Dans cette étude, pour la première fois, ils accompagnent le catalogue des séismes d'une cartographie représentant la distribution des épïcêtres sur la carte de la France métropolitaine (Cf. Tableau 2 Carte 2). Toutefois, si les séismes sont répertoriés en fonction de leur rayon macrosismique<sup>126</sup>, leur intensité n'est pas précisée. Ces deux études sont pionnières en matière de représentation de l'aléa sismique pour la France, mais ne constituent pas pour autant des cartographies d'aléas sismiques.

La première étude de représentation de l'aléa sismique a été conduite par le même Rothé après le séisme d'Orléansville en 1954. La carte produite sépare l'Algérie en trois zones de sismicité différentes (nulle, zone A et zone B). Cette carte a vocation à être employée dans l'application des « recommandations AS55 » pour la reconstruction des régions détruites. De ce fait, l'aléa sismique des trois régions est exprimé directement par des coefficients sismiques sans utiliser de quantification de la sismicité en intensité ou en magnitude. En 1963, dans le cadre de la révision des règles parasismiques pour leur adaptation à la France métropolitaine, Jean-Pierre Rothé établit la première carte d'aléas sismiques<sup>127</sup>. Cette carte divise le territoire en trois régions d'intensités sismiques différentes (nulle, faible et moyenne) construites à

---

<sup>124</sup> Edmond Rothé disait dès 1936, dans une tribune de la Revue scientifique, qu'il regrettait, en tant que président de la Commission française d'étude des calamités, le manque de considération faite au risque sismique dans les constructions françaises de métropole et davantage encore pour les territoires d'outre-mer (Edmond Rothé, « La Commission française d'Étude des Calamités », Revue scientifique, n° 10, 74e année, 23 mai 1936, p. 289-294.)

<sup>125</sup> Rothé, J.P. et Dechevoy, N. (1954), « La sismicité de la France de 1940 à 1950 », *Annales de l'Institut de physique du globe de Strasbourg*, Tome VII, 3<sup>e</sup> partie, pp 1-39.

<sup>126</sup> L'étude de détermination de l'intensité d'un séisme consiste en partie à tracer des cercles, appelés isoséistes, autour de l'épicentre, dans lesquels des intensités équivalentes ont pu être observées. Plus le cercle est étendu, plus le foyer du séisme peut être jugé comme profond.

<sup>127</sup> Rothé, « Note sur la sismicité de La France Métropolitaine », annexe B.2 des règles parasismiques PS62, avril 1963.

partir de 50 années d'enregistrements (1910<sup>128</sup>-1960) (Cf. Carte 5). Cette carte sera utilisée dans la version intermédiaire des nouvelles règles parasismiques à partir de 1963 et jusqu'en 1967 (PS62 et PS64). Une deuxième version sera publiée officiellement en 1967<sup>129</sup>. Dans celle-ci sont établies par Rothé deux cartes de sismicité supplémentaires, l'une relatant les épicentres des séismes survenus en France métropolitaine de 1860 à 1960 (incluant des enregistrements instrumentaux depuis 1910), l'autre relatant l'intensité maximum des régions métropolitaines en fonction des plus forts événements connus, ressentis au cours des 1 000 dernières années<sup>130</sup> (Cf. Carte 3 et 4). Ces deux cartes ont été construites en reprenant le catalogue de séisme historique de son père et en s'efforçant d'attribuer systématiquement une valeur d'intensité maximale aux séismes déjà répertoriés et localisés. Seuls les séismes suffisamment bien documentés ont été employés. En tout elles comportent 142 séismes décrits par 2500 fiches dont la moitié seulement pour la période antérieure à 1810<sup>131</sup>. Ces cartes sont utilisées pour établir la carte d'aléas sismiques à vertu réglementaire présente dans la publication officielle des règles parasismiques (PS69). Cette dernière découpe la France en quatre régions de sismicités différentes en fonction de l'intensité maximale probable attendue : une zone à sismicité nulle, une zone à sismicité 6 de l'échelle macrosismique internationale (équivalent à VI-VII MSK), une zone d'intensité 7 (VII-VIII MSK) et une zone d'intensité 8-10 (IX-X MSK) (cf. Carte 6). Toutefois, pour des raisons économiques, cette carte sera réservée à la construction d'ouvrages spéciaux, le bâti courant se fondant sur la version précédente de la carte (cf. Carte 5). D'une version à l'autre, l'étendue du catalogue considéré dans la réalisation des cartes augmente de 50 années à un millénaire, accroissant à mesure le nombre et l'intensité des régions considérées comme sismiques. En réalité, la centralité de Jean-Pierre Rothé dans les sciences de la Terre va au-delà de ce seul rôle. Comme je l'ai montré ailleurs (Roger, 2018), il occupe jusqu'à son départ en retraite en 1975 une place hégémonique sur un pan entier des sciences de la Terre sur le modèle des « entrepreneurs scientifiques » qui caractérise la recherche en France dans la période de l'après-guerre (Pestre & Jacq, 1996)<sup>132</sup>.

Sur le plan scientifique, il contribue entre autres à la découverte et à la reconnaissance de la tectonique des plaques grâce aux données sismologiques qu'il réunit, étudie et surtout

---

<sup>128</sup> En réalité, la carte prend en compte le séisme de Lambesc de 1909. C'est suite à cet événement que le réseau de sismographes est densifié et que tous les enregistrements sont transférés au BCSF pour un traitement systématique et pour compilation.

<sup>129</sup> Rothé, J.-P. (1967), « Carte de sismicité de la France », *Annales de l'Institut de physique du globe de Strasbourg*, Tome VIII, 3<sup>e</sup> partie : géophysique, p. 1-10. En pratique, la carte des intensités maximales probables sera utilisée dès 1965 dans le cadre du projet de centrale nucléaire de Fessenheim (voir la suite de ce chapitre).

<sup>130</sup> Il s'agit d'une carte d'intensité macrosismique maximale obtenue à partir d'un catalogue couvrant la période de 1021 à 1960.

<sup>131</sup> Rothé, Jean-Pierre, « Sismicité de la France : carte d'épicentre » 2 décembre 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 259747).

<sup>132</sup> J'invite le lecteur désireux d'en savoir plus sur le modèle de l'entrepreneur scientifique et de son rôle pivot dans la France d'après seconde guerre mondiale à se reporter sur mon article traitant de Jean-Pierre Rothé publié aux *Cahiers de François Viète* et disponible en ligne à l'adresse suivante : <https://cfv.univ-nantes.fr/cahiers-francois-viete-serie-iii-n-5-2419724.kjsp> (consulté le 12/01/2020). Pour le cas des sciences physiques et particulièrement du prix Nobel Louis Néel voir Pestre (1989), pour Yves Rocard voir (Pestre) et pour les biochimies voir Jacq (2005).



partage à la communauté scientifique internationale (Bates *et al.*, 1982), ce qui lui vaudra d'être présent au côté de son père dans les remerciements d'un des ouvrages fondateurs de la sismologie moderne<sup>133</sup>. Il sera même chargé par l'UNESCO de rédiger la suite de cet ouvrage sur la sismicité du Globe en juin 1965<sup>134</sup>. En plus de sa contribution à la connaissance des phénomènes telluriques, Rothé est en contact régulier avec les autres sphères de la société. En particulier, il contribue au développement technique, théorique et même pratique de la prospection minière par réfraction sismique, en particulier pour la recherche d'uranium sur le territoire français. Il participe également avec Yves Rocard, un autre entrepreneur scientifique (Pestre, 2004), au développement d'un réseau sismométrique de détection des essais atomiques, ce qui lui vaudra d'être au courant des essais atomiques français, dans le but notamment de calibrer les appareils de mesures. Mais c'est surtout dans le développement de la prévention du risque sismique qu'il sera le plus impliqué. En plus du cas français, il sera mobilisé pour fabriquer des cartes d'aléas sismiques au Maroc et en Algérie et sera un expert officiel de l'UNESCO œuvrant pour la réduction du risque dans les pays émergents. Enfin, il joua un rôle institutionnel de premier ordre en tant que directeur de l'IPGs, de l'AIS, du BSCF, du BCIS et président d'un groupe de travail international, réunissant parmi les experts du phénomène sismique les plus renommés, qui intervient auprès de l'UNESCO et de la Commission européenne tout au long des années 1960 et 1970 pour construire des cartes sismiques et sismotectoniques<sup>135</sup>.

Ce qui importe le plus pour cette étude est que Jean-Pierre Rothé soit, pendant plus de 20 ans, un point de passage obligé pour l'évaluation de l'aléa sismique en France. Plus que cela, il jouit d'un monopole de la donnée sismique jusqu'en 1976, faisant de lui un interlocuteur incontournable pour les acteurs du nucléaire désireux de mieux maîtriser les paramètres du phénomène sismique ainsi que de chercher des aléas sismiques toujours plus exceptionnels. Il est, de la sorte, un personnage très présent dans la suite de cette thèse. Dans la section suivante, il va être question d'illustrer la méconnaissance de l'aléa sismique en France par la survenue d'un séisme à proximité d'un site nucléaire dans une région pourtant considérée comme non sismique.

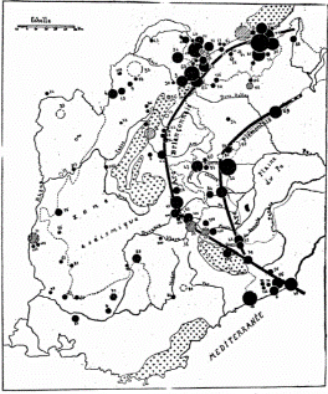
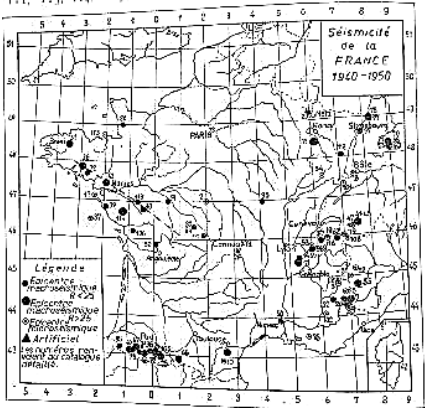
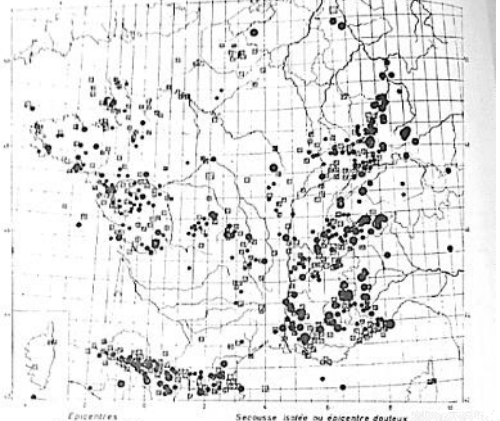
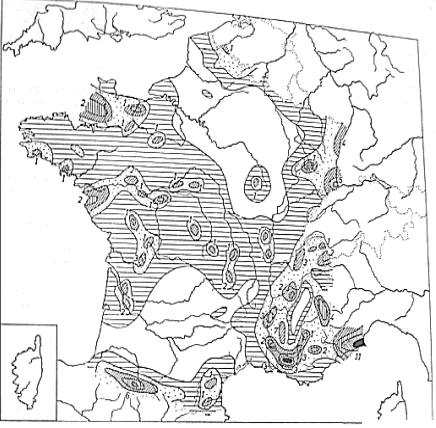
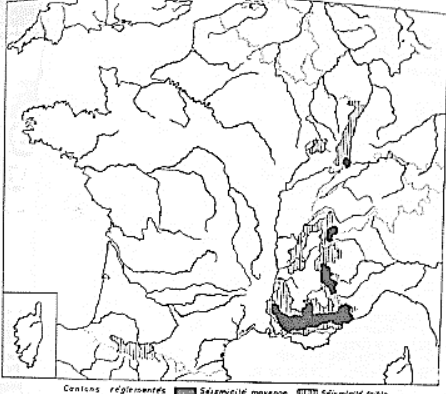

---

<sup>133</sup> Gutenberg, B. & Richter, C.F. (1949), "Seismicity of Earth and associated phenomena", Princeton University Press.

<sup>134</sup> Rothé, J.-P. (1969), « La sismicité du Globe de 1953 à 1965 », UNESCO.

<sup>135</sup> Ce qui différencie une carte sismique d'une carte sismotectonique est que cette dernière inclut également des données géologiques dans le découpage en région sismique.

Tableau 2 : Évolution des cartes d'aléas sismiques de la France métropolitaine entre 1954 et 1969

<p><b>Carte 1 : répartition des épicentres des séismes des Alpes occidentales</b></p>	<p><b>Carte 2 : répartition des épicentres des séismes français 1940-1950</b></p>
	
<p><b>Carte 3 : répartition des épicentres des séismes français 1861-1960</b></p>	<p><b>Carte 4 : intensités maximales connues historiquement (1021-1960 ; échelle macrosismique internationale)</b></p>
 <p>1861-1960 J.P. Rothé</p>	 <p>(1021 - 1960)</p>
<p><b>Carte 5 : zonage sismique réglementaire 1963 (PS62-PS64)</b></p>	<p><b>Carte 6 : zonage sismique réglementaire 1967 (PS69 ; échelle macrosismique internationale)</b></p>
	

### 1.3.2. Grenoble : une faille dans l'évaluation de l'aléa sismique

Au mois d'octobre 1956 commencent à Grenoble les travaux de construction d'un nouveau Centre d'études nucléaires (CEN). Le CEN de Grenoble est composé de plusieurs accélérateurs de particules et de trois piles atomiques : Siloé (d'une puissance nominale de 10 MWe ; cf. Figure 5), Siloëtte (version réduite de Siloé - 100 KWe) et Mélusine (1,2 MWe)<sup>136</sup>. Il s'agit d'installations de recherche, au caractère fortement expérimental.

Le site de Grenoble paraissait commode en raison de la proximité de la ville, de l'université et d'une industrie travaillant pour le CEA, du voisinage de la voie ferrée, des bonnes caractéristiques de sol et de la présence d'une source d'eau suffisante pour la réfrigération des réacteurs. D'autres diraient que la création du CEN de Grenoble est la conséquence de la présence et du travail de Louis Néel, futur prix Nobel de physique (Pestre, 1989). Par ailleurs, ce site présente, du point de vue du danger pour les populations, les inconvénients liés à la densité de la population environnante, au peu de profondeur de la nappe phréatique et à l'insuffisance des voies d'accès au site, ce qui pourrait se révéler problématique s'il fallait évacuer rapidement le site en cas d'accident. Pour maintenir le compromis entre commodités et inconvénients, des « *mesures importantes ont été prises pour garantir en cas d'accident la sécurité des populations voisines (enceintes de réacteurs étanches, résistant à une surpression, ventilation filtrée par filtres aérosols et filtre à iode)* »<sup>137</sup>. La figure suivante schématise l'enceinte étanche du réacteur, aspect emblématique de la compensation des risques par des dispositifs techniques (cf. Figure 4). Selon cette figure, la protection de la pile est matérialisée par la disposition d'une structure en béton précontraint épaisse de 60 cm tout autour de la piscine et des deux bacs de désactivation<sup>138</sup> ainsi que d'une protection en béton lourd, baryté, qui a la propriété d'être très dense, offrant alors une meilleure protection face aux rayonnements.

---

<sup>136</sup> Seule la pile Siloé sera considérée dans la suite du texte, car, étant la plus puissante, c'est celle qui pose le plus de contraintes de sécurité.

<sup>137</sup> Rapport CEA/CEN-G, Section de Protection contre les Radiations, avril 1963, p.140 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°249992).

<sup>138</sup> Les bacs de désactivation sont des piscines d'eau borée qui sont utilisées pour l'entreposage des matériaux irradiés.

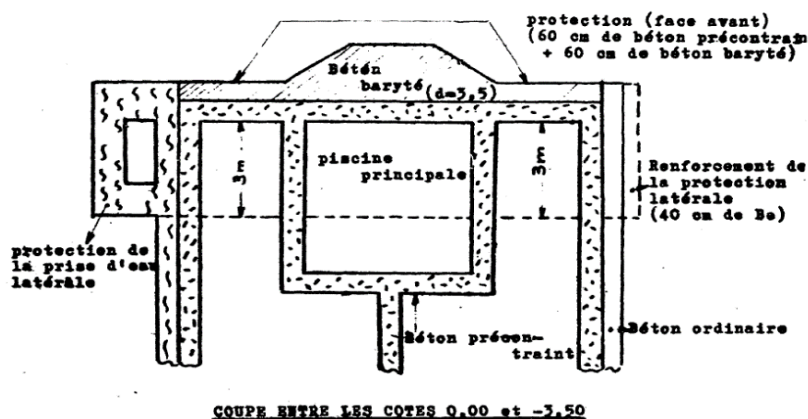


Figure 4 : Schéma de l'enceinte étanche de la piscine principale et des deux bacs de désactivation de Siloé. Source : Rapport de sûreté Siloé, 1963, appendice C2

La construction de la pile-piscine Siloé, servant à l'irradiation de matériaux, a débuté en 1961. Le rapport de sûreté de Siloé fait état de nombreuses études pour prendre en compte notamment les conditions de température (et d'échauffement du béton), de pression, le taux d'irradiation et le taux de fuite<sup>139</sup>. La pile Siloé du CEN de Grenoble est le premier cas pour lequel une étude d'évaluation de l'aléa sismique fut effectuée. C'est le Service de contrôle des radiations et de génie radioactif, section études et contrôles des sites du CEA, qui a eu la charge de mener l'étude, à l'occasion de l'autorisation de création en 1961, et au même titre que le risque d'inondation (qui apparaît aussi dans le cas de Grenoble), des vents, de la population, des contaminations possibles de la faune, la flore, l'eau et les sols. Pour fonder leur évaluation de l'aléa sismique, ils reprennent, mot à mot, les conclusions d'une étude de Rothé datée de 1941 sur la sismicité des Alpes occidentales<sup>140</sup>, ouvrage qui selon eux « fait autorité sur la question »<sup>141</sup> et qui juge la région de Vercors comme non sismique. En se fondant sur cette étude, le séisme est exclu des facteurs de charge pour le dimensionnement des réacteurs du site<sup>142</sup>.

Pourtant, entre le 12 avril et le 15 juillet 1962, la région du Vercors fut le siège d'une série de 28 tremblements de terre, le plus fort étant celui du 25 avril, estimé alors d'une magnitude de 5,5 sur l'échelle de Richter. Ce séisme a engendré des dégâts notables à Grenoble (« une centaine de cheminées furent renversées »), évalués à l'époque à une intensité de 7-8 sur l'échelle internationale (équivalent à VIII sur l'échelle MSK)<sup>143</sup>. Suite à ces tremblements de terre, une nouvelle étude fut menée par le second de Rothé à l'Institut de physique du globe de

<sup>139</sup> L'étanchéité des enceintes des réacteurs nucléaires n'est jamais parfaitement assurée, du moins dans certaines conditions. Le taux de fuite autorisé en fonctionnement normal et incidentel ou accidentel fait l'objet d'une réglementation particulièrement stricte. Ainsi, la maîtrise du taux de fuite à la conception, pendant la réalisation et au cours de la vie de l'installation est une problématique particulièrement importante.

<sup>140</sup> Rothé, « La sismicité des Alpes occidentales », Annales de l'Institut de Physiques du Globe de Strasbourg, tome III :38, 1941, pp 1-105.

<sup>141</sup> Rapport CEA/CEN-G, Section de Protection contre les Radiations, avril 1963, p.60 (Fonds d'archives de l'IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°249992).

<sup>142</sup> Rapport de sûreté de Siloé, CEA 2307, 1963 disponible en ligne sur la plate-forme INIS de l'AIEA.

<sup>143</sup> Dans la base de données SisFrance, le séisme du 25 avril 1962, localisé à Corrençon, est caractérisé par une intensité VII-VIII (MSK). Ce séisme est estimé à une magnitude de moment 5 et une profondeur 5 km (Levret, 1995).

Strasbourg, Élie Peterschmidt<sup>144</sup>. Son étude montre qu'une grande partie de la ville de Grenoble est située sur des « *alluvions récentes, mal consolidées et de faibles densités* » expliquant l'importance des dégâts constatés. La carte des intensités macrosismiques dessinant les isoséistes tend plutôt vers une valeur d'intensité de 5-6 pour Grenoble (VI sur l'échelle MSK). Ces tremblements de terre inattendus ont également entraîné un questionnement sur la localisation dans le Vercors de certains séismes anciens, connus pour les dégâts qu'ils ont occasionnés, mais au sujet desquels on ne disposait pas de suffisamment d'informations pour localiser leur épicentre, notamment les séismes du 15 août 1782, du 15 octobre 1877 et du 24 juin 1878<sup>145</sup>, mais l'auteur conclut qu'il faudrait lancer des études spécifiques pour apporter une réponse définitive à cette question.

Le site du CEN n'a, lui, été que faiblement impacté par le séisme du 25 avril 1962 :

« *Les bâtiments n'ont pas souffert de ces secousses et, depuis cette époque, aucune agitation n'a été décelée* »<sup>146</sup>

Selon les membres de la CSIA, cela s'explique en grande partie par le fait que le site est disposé sur un sol très dur, à l'inverse de la ville grenobloise, qui a fortement atténué les ondes sismiques. En 1963, au moment de la mise en service de la pile, la déconvenue de l'évaluation de l'aléa sismique est évoquée lors d'une réunion de la CSIA. Cette dernière juge toutefois que l'aléa sismique « *n'est pas de nature à remettre en cause la sûreté du projet* ». En effet, malgré les nouvelles données mettant en avant la survenue désormais probable d'un séisme de magnitude supérieur à 5 dont le foyer pourrait être à proximité du site, le rapport conclut sur le fait qu'« *on ne peut pas grand-chose de plus que ce qui a été déjà fait* »<sup>147</sup>. Cette position souligne deux éléments. Le premier est qu'en dépit de la non-prise en compte du séisme à la conception, les dispositifs de sûreté semblent suffisants pour parer les conséquences d'un accident. Ainsi, dans le cas de Siloé, la robustesse ne tient pas au fait de la prévention de l'accident, mais exclusivement dans la limitation de ses conséquences. Le deuxième élément tient à la contrainte du « déjà-là ». À l'instar de l'enceinte de confinement de Rapsodie, le réacteur de Siloé, une fois construit, ne peut être modifié. Tous au plus est-il possible d'ajouter des dispositifs de limitation des conséquences, mais il n'est pas possible d'intégrer le phénomène sismique *a posteriori*. Ainsi, si la CSIA donne son accord pour la divergence de la pile, elle la conditionne aux essais d'étanchéité de l'enceinte et à la mise en place de filtres à iode. Ces filtres servent, en cas d'accident, à évacuer la pression à l'intérieur du réacteur tout en filtrant les éléments radioactifs. La CSIA fonde sa position sur le fait que les

---

<sup>144</sup> Peterschmidt, « Note sur l'activité sismique de Vercors », novembre 1962.

<sup>145</sup> Aucun de ces séismes n'a pu être rattaché à la région du Vercors, les deux premiers sont absents de la base de données SisFrance tandis que le dernier est localisé dans la vallée de la Saône 120 km plus au nord.

<sup>146</sup> Compte-rendu de la 12<sup>e</sup> réunion de la CSIA du 6 février 1963, p.5 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 251686).

<sup>147</sup> Rapport CEA/CEN-G, Section de protection contre les radiations, avril 1963, p.137 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°249992).

dispositifs mis en place pour gérer les conditions accidentelles, qu'elles fassent suite à un séisme ou non, sont suffisants<sup>148</sup>.

Le cas du CEN de Grenoble a durablement marqué les esprits des acteurs du nucléaire du fait qu'un séisme soit survenu dans une zone réputée non sismique lors de la phase de construction d'une installation nucléaire. À compter de 1963, chaque nouveau projet d'installation nucléaire est soumis à une étude spécifique préalable de sismicité de la région, y compris pour un site déjà nucléaire. C'est ainsi que le projet de construction du réacteur Célestin à Marcoule a entraîné une réévaluation de la sismicité du site alors que plusieurs installations y sont déjà en fonctionnement. Cette occasion a été saisie par la CSIA pour mettre en place une nouvelle démarche de prise en compte du risque sismique sur la base du retour d'expérience de Rapsodie et Siloé.

En 1962, un séisme vient semer le trouble chez les experts du nucléaire français qui, jusqu'à maintenant, pensaient la menace sismique confinée à l'extrême sud-est de la France. De plus, ce séisme survient alors que l'installation est déjà construite. Ce qu'en retirent ces experts est que, d'une part, la surprise de ce séisme ne remet pas en cause la robustesse des réacteurs – de toute façon il n'y a rien à faire, car le réacteur est déjà construit – et que, d'autre part, l'expérience de cet échec servira les prochains réacteurs, mais pas celui-là.

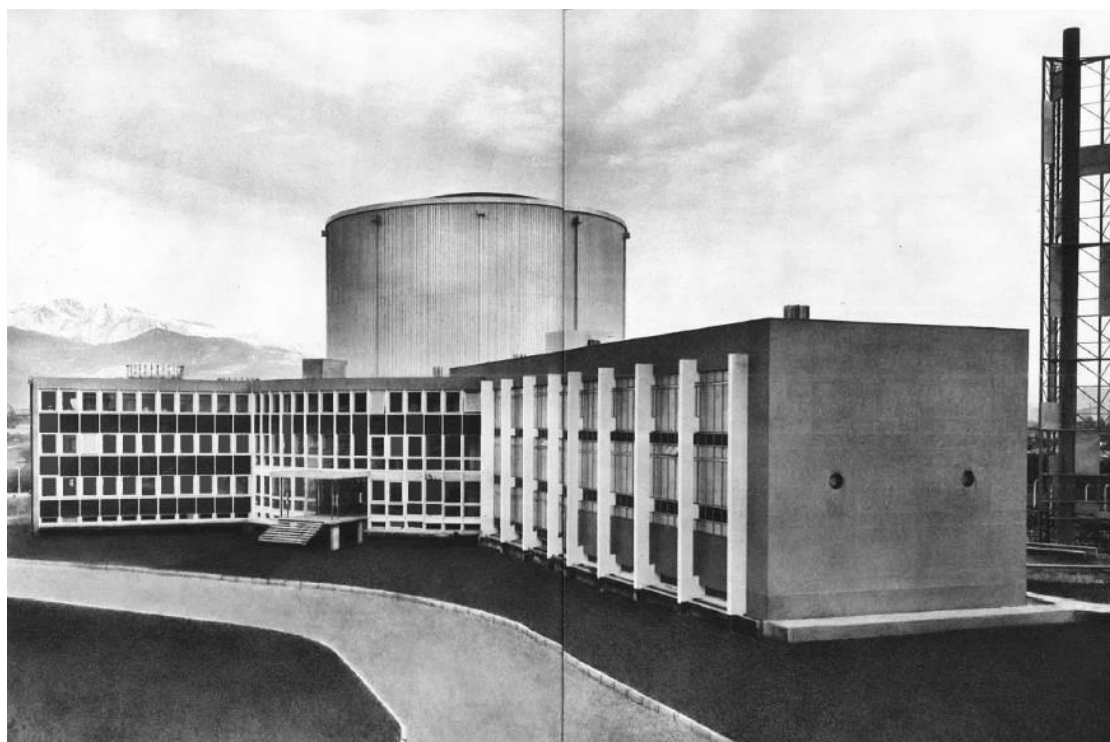


Figure 5: Pile Siloé du Centre d'études nucléaires de Grenoble (Brochure de présentation du CEN-G, date non spécifiée, p.16-17)

---

<sup>148</sup> Ibid., p6.

## 1.4. La nécessaire refonte de la robustesse parasismique

À la fin de l'année 1963, la CSIA entreprend de dresser le bilan des actions entreprises depuis le début du programme nucléaire en matière de protection parasismique, de tirer les conclusions des épisodes malheureux de Rapsodie et de Siloé et d'en déduire une nouvelle approche du problème plus rigoureuse. Pour cela, la CSIA, par l'entremise du président de la sous-commission de sûreté des Piles Jean Bourgeois et du chef du GTSP François de Vathaire, décide de détacher de façon permanente deux agents du CEA pour traiter à plein temps la problématique sismique au sein du GTSP, le groupe de travail en support des décisions de la CSIA. Ces deux agents qui auront un rôle de premier rang jusqu'en 1981 sont le géologue André Barbreau<sup>149</sup> et l'ingénieur polytechnicien Didier Costes<sup>150</sup>.

Entre 1960 et 1965, il s'est tenu 26 réunions de la CSIA qui ont conduit à 155 décisions réglant des problématiques de sûreté spécifiques comme générales. Pendant cette période, la CSIA donne son avis sur l'autorisation de fonctionnement de 29 réacteurs nucléaires sur les sites de Fontenay-aux-Roses (Triton I et II, Minerve), Saclay (Alize II, Proserpine, Rubéole II, Ulysse, Osiris), Valduc (Rachel), Marcoule (Marius I, Célestin I), Cadarache (Marius II, Peggy, Pégase, Azur, Rapsodie, Masurca, Cabri, César, Leca, Harmonie), Grenoble (Mélusine, Siloé, Siloëtte), Chinon (EDF 1 et 2), la centrale Chooz A dans les Ardennes, les Monts d'Arées (EL 4) et à Saint-Laurent-des-Eaux (SL1). Sur l'ensemble des réunions, la problématique sismique n'est abordée seulement qu'à quatre reprises (3 pour la conception de Rapsodie et 1 pour Siloé) et fait l'objet de deux décisions<sup>151</sup>. La place de la problématique

---

<sup>149</sup> André Barbreau est géologue, il est chargé à partir de 1954 des études géologiques et hydrogéologiques des premiers sites nucléaires au sein du Service de contrôle des radiations et du génie radioactif, section études et contrôles des sites du CEA. Il est membre de la sous-commission de sûreté des sites à sa création en 1959 pour laquelle il effectue des études de risques géologiques et hydrogéologiques. Il devient membre du GTSP en 1963 pour traiter exclusivement des problématiques sismiques. Il devient par la suite chef adjoint du Service d'étude de sûreté des sites à la création du département de sûreté nucléaire en 1971 puis premier chef du Bureau d'évaluation des risques sismiques (BERSSIN) de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), à sa création en 1976 (cf. Encadré 4, chapitre 3)).

<sup>150</sup> Didier Costes est polytechnicien et ingénieur général du corps des Ponts et chaussées. Il entre au CEA en 1959 au Service d'études mécanique et thermique, où il s'occupe pendant 4 ans de la réalisation de la centrale de Brennilis aux Monts d'Arées. Il participe alors à la réalisation de l'enceinte de confinement en béton précontraint, pour laquelle il a la charge de conduire les études de tenue mécanique notamment face à la menace sismique. Pour cela, il expérimente l'application des règles en vigueur, les « recommandations AS 55 », qu'il juge d'emblée inadaptées pour la construction des centrales nucléaires. En 1963, il intègre, sous la recommandation de Jean Bourgeois, le GTSP afin de traiter exclusivement des questions sismiques. Il devient adjoint de Jean Bourgeois, directeur général du Département de sûreté nucléaire à sa création en 1971. Il conservera son poste d'adjoint de la direction lors de la création de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire en 1976 qu'il quittera en 1990. C'est un personnage central du génie parasismique dans le nucléaire et au-delà. Il contribue personnellement, avec Jean Despeyroux et Victor Davidovici à la création de l'Association française de génie parasismique (AFPS) en 1979, dont il a été président du comité scientifique et technique de 1984 à 1988 et est encore, à 93 ans, membre d'honneur du comité scientifique. Il contribue à la confection des règles parasismiques PS92 et présidera le groupe de travail européen « Eurocode 8 : Calcul des structures pour leur résistance aux séismes » dans le cadre de la rédaction des normes européennes de dimensionnement et de justification des structures de bâtiment et de génie civil. L'Eurocode 8 est la règle actuellement en vigueur en France pour la construction parasismique (Source : entretien avec Didier Costes du 27 août 2018).

<sup>151</sup> La première est la décision de la CSIA n°61-17 relative aux normes de construction des installations atomiques sur le site de Cadarache du 15 mars 1961. Cette décision fait suite à la réunion du même jour accordant l'utilisation des règles AS55 et d'un séisme de référence de 0,25g sous conditions de vérification ultérieure de comportement pour la conception

sismique parmi l'ensemble des préoccupations de sûreté est donc à nuancer. Pour autant, la CSIA ne néglige pas la question et met en œuvre les moyens dont elle dispose pour améliorer elle-même la prise en compte de la menace sismique dans la sûreté des installations atomiques.

Le bloc-réacteur de Rapsodie mis à part, l'ensemble des réacteurs expérimentaux du CEA ont été dimensionnés sur la base des réglementations conventionnelles AS55 et, dans une moindre mesure, avec les règles parasismiques PS62 à partir de 1964<sup>152</sup>. L'application de ces règles vise toutes deux la détermination d'un coefficient sismique exprimé en pourcentage de la constante de gravité. Cela a conduit à utiliser des accélérations variables d'un site à l'autre, d'un projet à l'autre et au sein d'un même projet en fonction des éléments considérés (Cf. Tableau 3). La modulation des coefficients fait intervenir les modalités prévues dans les règles, notamment la qualité du sol, la hauteur du bâtiment ou la sismicité de la zone, mais également des modalités plus spécifiques aux installations nucléaires comme leur dangerosité intrinsèque ou la présence ou non de dispositifs de sûreté supplémentaires (enceinte de confinement, filtre, etc.). Parmi les différentes utilisations des règles parasismiques, seule leur adaptation au bloc-réacteur de Rapsodie a fait l'objet d'un passage devant la CSIA. Tous les autres ont été établis directement entre le constructeur et le maître d'œuvre.

Tableau 3 : Dimensionnement parasismique des installations nucléaires du CEA sur les sites de Cadarache, Marcoule et les Monts d'Arrée (1961-1964)

Site	Réacteur et année du projet	Degré de protection demandé Code de calcul utilisé	Accélération de calcul (horizontale)	Organes protégés
Marcoule	G1 et G2 1956	Aucune AS 55	$\sigma H = 0,05g$	Cœur
	Célestin 1964	VII PS 62	$\sigma H = 0,066g$ $\sigma H = 0,1g$	Bloc-réacteur et structure internes Circuits D <sub>2</sub> O et matériels principaux
Cadarache	Pégase 1961	VII AS 55	$\sigma H = 0,087g$ $\sigma H = 0,2g$	Bâtiment enceinte - piscine et canaux Cœur
	Rapsodie 1961	X AS 55	$\sigma H = 0,10g$ $\sigma H = 0,20g$ $\sigma H = 0,25g$	Bâtiments Béton bloc-réacteur Enceinte, cœur, circuit sodium
	Cabri 1962	VII AS 55	$\sigma H = 0,053g$	Enceinte, cuvelage piscine
	César 1963	VI et VII AS 55	$\sigma H = 0,039g$ $\sigma H = 0,07g$	Bâtiments Bloc-réacteur, empilement

de Rapsodie. La deuxième est la décision CSIA n°63-84 du 31 octobre 1963 relative aux choix de la conception du bloc-réacteur de Rapsodie.

<sup>152</sup> Les règles parasismiques PS62 sont construites sur le même modèle que les « recommandations AS 55 » qu'elle remplace, à savoir qu'elle repose sur la définition d'un coefficient sismique pour une intégration dans une analyse statique des forces. Plusieurs nouveautés sont à noter : l'ajout de la variable « importance de l'ouvrage » - elle compte 4 niveaux - dans la définition du coefficient sismique ; la détermination de la sismicité des zones en termes d'intensité sismique selon l'échelle macrosismique internationale ; une table de conversion entre intensité et accélération selon la formule de Gutenberg-Richter.



	Éole 1964	VII et VIII AS 55	$\sigma H = 0,07g$ $\sigma H = 0,25g$	Béton bloc-réacteur Cuve et éléments du cœur
	Harmonie 1964	VIII et IX PS 62	$\sigma H = 0,05g$ $\sigma H = 0,25g$	Bâtiment réacteur Bloc-réacteur
	Masurca 1965	IX PS 62	$\sigma H = 0,25g$	Enceinte, structures internes, mécanismes cœur
<b>Les Monts d'Arées</b>	Brennilis (EL4) - 1963	VII AS 55	$\sigma H = 0,05g$	Enceinte et structures internes

Il y a, dans cette première moitié des années 1960, une prise de conscience des limites de l'approche conventionnelle pour la sûreté nucléaire. Dans les règles conventionnelles de construction, l'aléa sismique est déterminé par une évaluation assez générale de l'intensité que l'on peut attendre dans une région sur une période de 50 ans ou 100 ans. Cette approche est justifiée dans le règlement PS62 par le caractère statistique de la protection accordée par son application. En effet, le rôle des codes de construction est de prévenir les pertes humaines ainsi que de limiter les dégâts à un niveau acceptable économiquement après un séisme, mais pas de les prévenir totalement ni de s'assurer de la sauvegarde d'un bâtiment en particulier<sup>153</sup>. Or le risque des installations nucléaires n'est pas celui des constructions conventionnelles, comme le soulève le Bureau Veritas dans son étude de 1963 :

*« La notion de protection [dans les règles conventionnelles] est d'ordre essentiellement probabiliste et statistique et n'a donc de sens que rapporté à un grand nombre de construction [...]. On peut estimer qu'un tel aspect statistique ne puisse pas être directement invoqué lorsqu'il s'agit du risque financier et surtout du risque nucléaire présentés par une pile atomique. Il semblerait plus judicieux de chercher à établir quel serait le dommage maximal prévisible quitte à en tolérer certains aspects, et à remédier à ce qui paraîtrait inadmissible »<sup>154</sup>.*

À la nécessité de développer une nouvelle démarche s'ajoute l'étendue des incertitudes constatées lors des épisodes Rapsodie et Siloé dans la maîtrise de la menace sismique. Tout d'abord, la sismicité de la France semble relativement méconnue au regard de l'épisode de Siloé. Un séisme est survenu dans une zone réputée non sismique. Cet évènement a remis en cause le bienfondé du jugement par défaut qui prévalait en France de considérer *a priori* un site comme non sismique. Dorénavant, une analyse étendue et systématique de la sismicité de la région devra être présente dans la demande d'autorisation de création d'un nouveau projet d'installation nucléaire.

Ensuite, la transformation de l'aléa sismique du sismologue, exprimé en intensité, en aléa sismique de l'ingénieur exprimé en accélération, est loin d'être mécanique. Suite à la réunion avec Mario Salvadori, dans laquelle l'équivalence entre une intensité X sur l'échelle Mercalli

<sup>153</sup> La réglementation parasismique PS92 de décembre 1995 décrit par exemple son objectif comme suit : « L'action réglementaire de calcul n'est pas l'action sismique maximale susceptible de se produire. Elle correspond à un arbitrage fait par la puissance publique entre le risque relatif à l'ouvrage, du point de vue de la sécurité publique et de la préservation du potentiel économique, et les dépenses mises à la charge de la collectivité nationale pour la protection parasismique (commentaire 2.2) » (voir présentation de la règle sur le site de l'Association française de génie parasismique : <http://www.afps-seisme.org/fre/SEISMES/Reglementation/Regles-de-construction>, consulté le 14/01/2020).

<sup>154</sup> Note technique, Bureau Veritas, « RAPSODIE - Bloc-Pile, protection contre les séismes, examen des solutions FIVES-PENHOET et SFAC », Paris, 12 octobre 1963, p. 6. (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°126482).

modifiée et une accélération 0,25g a été jugée comme une sous-estimation manifeste de l'ordre d'un facteur 3, Jean Bourgeois demande à Costes d'établir un état de la littérature sur ce type de relation d'équivalence. Dans son étude, il fait état d'une variabilité pouvant aller jusqu'à un facteur 3 également : pour une intensité de VII sur l'échelle MSK par exemple, l'accélération peut être de à 0,15g en utilisant la formule de Gutenberg-Richter ou bien de 0,32g en appliquant celle de Hershberger<sup>155</sup>.

Enfin, le choix même de la façon dont est représenté le signal sismique pour son intégration dans les calculs joue un rôle important et néanmoins variable. Entre la méthode Housner, celle de l'utilisation directe d'accélérogrammes réels ou bien par l'utilisation d'un signal pseudoharmonique<sup>156</sup> synthétique, il peut y avoir une variabilité des résultats allant jusqu'à un facteur 2 entre les deux premières et jusqu'à un facteur 10 entre la première et la dernière. Finalement, entre le séisme de référence utilisé pour la conception de Rapsodie (méthode Housner à 0,25g) et le séisme d'intensité X MSK, il peut exister un rapport des accélérations maximales de 1 à 5 pour la réponse d'une structure souple, et de 1 à 2,7 pour une structure rigide, toujours selon Costes<sup>157</sup>. En somme, les incertitudes en matière de robustesse parasismique sont très grandes et les conventions utilisées dans le bâti courant ne peuvent être transposées au bâti nucléaire ; il devient alors nécessaire de prendre en main la problématique et d'adapter la robustesse parasismique aux exigences propres à la sûreté nucléaire.

Au regard des incertitudes, la solution adoptée pour la prise en compte de la menace sismique dans la conception du bloc-réacteur de Rapsodie est jugée insatisfaisante par Jean Bourgeois<sup>158</sup>. Il regrette en particulier que cette solution ait dû être échafaudée en cours de route, contraignant grandement la liberté de choix de la CSIA. Pour cela, il demande en 1963 un « *effort de clarification* » des procédés de traitement des questions de sûreté, en particulier sismique, afin d'« *éviter que les avis des Sous-Commissions de sûreté [sous-entendu sous-commission de sûreté des piles] n'interviennent tardivement et à un stade où il est difficile d'agir sur des travaux déjà avancés* » (Foasso, 2003, p. 160)

Une nouvelle démarche de prise en compte de la menace sismique est conséquemment développée dans cette optique par Barbreau et Costes. Elle se déroule en trois temps et doit être réalisée en amont de de la réalisation du projet : «

- *Choix d'une intensité [sismique] de protection ;*
- *Établissement d'un plan de sauvegarde (ou schéma de ruine) dérivant, pour chaque composant (bâtiment ou matériel), les dommages maximaux admissibles pour le séisme de l'intensité retenue ;*

---

<sup>155</sup> Note de Didier Costes, envoyée à la sous-commission de sûreté des piles par la sous-commission de sûreté des piles le 3 décembre 1963.

<sup>156</sup> L'utilisation du préfixe *pseudo* est utilisé pour signifier que le terme qu'il suit est d'origine synthétique. Par exemple, lorsque des spectres sismiques synthétiques sont utilisés, on parle de pseudoaccélération, pseudovitesse, etc., pour mettre en avant leur aspect artificiel.

<sup>157</sup> Ibid.

<sup>158</sup> CEA/DCP, « Protection parasismique des réacteurs – point d'octobre 1967 », 25 octobre 1967 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte 251686).

- *Calcul des contraintes à considérer pour l'intensité choisie et en respect des dommages maximaux admissibles* »<sup>159</sup>.

La conduite de cette démarche, la procédure et les modalités de son application ne sont toutefois pas encore déterminées. À l'inverse, les modalités de réalisation de ces différentes étapes se structurent au fil des projets, dans la pratique, comme il sera vu dans les chapitres suivants.

Cette démarche est mise en œuvre pour la première fois lors de la conception du réacteur expérimental Célestin sur le site de Marcoule. Sur ce site, jugé jusque-là asismique, le choix de l'intensité de protection est effectué sur la base d'une analyse plus étendue, régionale, de la sismicité. En effet, bien que le site ne soit pas un lieu où se sont produits des séismes dans l'histoire connue, les ingénieurs du CEA ont envisagé la sismicité non pas du site, mais d'une « zone de sismicité homogène »<sup>160</sup>, postulant pour la première fois, et faisant suite aux événements survenus au CEN de Grenoble, que des séismes analogues aux séismes historiques peuvent se produire n'importe où dans une région de référence, relativement homogène géologiquement et tectoniquement. De plus, l'impact de séismes forts, mais lointains est également étudié. Ainsi ont été retenus en référence l'essai de séismes de Tricastin de 1873 et le séisme de Lambesc de 1909. Cette approche de la sismicité est largement étendue par rapport à ce qui prévalait auparavant. Elle a conduit à reconsidérer la sismicité du site de Marcoule. D'après le rapport provisoire de sûreté du réacteur Célestin, « *les intensités correspondantes 6 à 7 [VII MSK] paraissent probables* » et « *l'intensité 8 [VIII-IX MSK] paraît raisonnablement une limite supérieure* ». Toutefois cette intensité paraît être une « *hypothèse extrême, très improbable, sans précédent historique* » qui correspondrait à un « *séisme important dont l'épicentre se trouverait au voisinage même du site* ». Il a été retenu en définitive l'intensité VII MSK.

Pour justifier ce choix, le rapport de sûreté mobilise la caution scientifique de Rothé : « *Ceci est en accord avec les données du professeur Rothé dans les PS64 qui, dans le Gard, place le canton de Bagnols-sur-Cèze en zone de faible sismicité (intensité 7 [VII MSK])* ». Pour déterminer l'accélération correspondant à cette intensité, la formule de Gutenberg-Richter est utilisée, ce qui donne une accélération horizontale maximum de 0,07g. Finalement, pour le réacteur de Célestin, « *les installations ont été calculées pour résister à un séisme d'intensité 7 [VII] de l'échelle Mercalli modifiée* » et ce « *bien que la région de Marcoule ne soit pas réputée sismique* ».

Pour Célestin, le plan de sauvegarde dresse tous les composants du réacteur contribuant au respect des critères de sûreté. Les critères de sûreté sont, en cas de séisme, la chute des barres de contrôle, la tenue des cuves et du circuit primaire<sup>161</sup> ainsi que l'absence « *de désordre dans*

---

<sup>159</sup> Ibid, p2

<sup>160</sup> CEA, « Célestin – Rapport de sûreté provisoire », décembre 1966 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses).

<sup>161</sup> La cuve du réacteur est l'enceinte dans laquelle se produit la réaction nucléaire, tandis que le circuit primaire est le système de tuyauteries de pompes qui se situe entre le système producteur de chaleur (ici la réaction nucléaire) et le circuit secondaire, dans lequel l'eau passe de l'état liquide à gazeux pour produire de l'électricité. Le circuit primaire est un élément crucial pour la sûreté des installations nucléaires car y transite du fluide radioactif.

les éléments Pu [Plutonium] et Li [Lithium] »<sup>162</sup>. Pour s'assurer du respect de ces critères, le calcul des contraintes pour les bâtiments et les structures internes<sup>163</sup> est effectué à partir de l'application des règles PS62, tandis que le calcul des contraintes des matériels<sup>164</sup> est effectué selon une démarche simplifiée, mais majorante, à partir d'accélération statiques déduites de l'intensité retenue (VII MSK) et par majoration forfaitaire de l'accélération en fonction de la fréquence propre du matériel (0,2g pour la gamme de fréquences entre 2 Hz et 10 Hz et 0,1g pour une fréquence supérieur à 10 Hz). Ainsi dans un premier temps, il n'est pas question de se défaire totalement des règles de construction conventionnelles, du moins pour ce qui concerne le génie civil. Par contre, pour les équipements importants pour la sûreté, le système d'arrêt d'urgence par chute des arbres de contrôle en premier, la nouvelle méthode prescrit l'utilisation de valeurs d'accélération majorées (entre 0,1 et 0,2 g au lieu de 0,07g).

Cette nouvelle démarche n'a en aucun cas vocation à être réglementaire, stable ou reproductible ; elle est une première version engageant au contraire le processus d'instauration. Il est précisé notamment que chaque étape de la démarche intègre, en amont de la réalisation d'un projet, une discussion systématique avec le GTSP et en cas de problème lors d'une réunion de la CSIA pour peaufiner, modifier ou renforcer la démarche en fonction des cas particuliers et de l'avancée des connaissances. Cette démarche a pour principale conséquence de structurer l'instauration de la robustesse parasismique des prochains projets d'installations nucléaires.

Finalement, à partir de la découverte de la menace que font peser les séismes sur la sûreté des installations nucléaires sur le territoire métropolitain, les experts du CEA ont échafaudé une méthode pour instaurer la robustesse parasismique. Pour cela, ils ont traduit le phénomène naturel incontrôlable en un défi technique réalisable. Ce défi, c'est de concevoir des installations nucléaires qui intègrent dans leur conception les sollicitations sismiques maximales probables pour pouvoir y résister. Plutôt que d'apporter une réponse toute faite, ils s'engagent plus modestement à faire entrer la problématique sismique dans la marche du progrès des techniques, dans le processus de concrétisation, au sens simondonien, de l'objet technique. Ils font alors confiance au futur concepteur d'installations pour réaliser ce défi au fil des projets.

---

<sup>162</sup> Compte-rendu de la 23<sup>e</sup> réunion de la CSIA du 22 décembre 1964, p.7 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte 251686).

<sup>163</sup> Par la terminologie structure interne, il s'agit de désigner tous les éléments de génie civil ou de consolidations de la structure qui se trouvent à l'intérieur du bâtiment, par exemple, dans le cas de Rapsodie vue plus haut, la jupe support du bloc-réacteur ou les tirants qui le maintiennent à l'enceinte de confinement.

<sup>164</sup> Par la terminologie matérielle, il s'agit de tous les équipements pris individuellement, par exemple, les pompes, les tuyauteries ou encore les armoires électriques.

## Chapitre 2 : L'instauration de la robustesse parasismique de Fessenheim, entre rationalisation et optimisation industrielle

*« Les concepteurs ont beaucoup de chance lorsque la nature et l'art leur imposent des contraintes rigoureuses. Faute de comprendre cela, nous pourrions considérer la cathédrale de Reims comme un objet éminemment décoré et décoratif. (...) L'empreinte du procès de conception sur le style est fondamentale, au sens même que revêt celle de la fonction, du matériau, de la méthode de fabrication »*  
Herbert Simon, 1970 (traduction d'Hélène Vérin).

Entre 1964 et 1974, le programme électronucléaire français passe d'une phase expérimentale à une phase de production industrielle. L'idée n'est plus seulement de développer des technologies innovantes ou d'augmenter la puissance de chaque nouveau réacteur, mais de développer un modèle standard de réacteur qui soit répliquable, avec l'objectif d'atteindre la rentabilité économique de la production d'énergie d'origine nucléaire (Dänzer-Kantof & Torres, 2013). Dans un premier temps, chaque installation nucléaire était unique, adaptée à une fin et à un environnement particulier. La séquence qui s'ouvre change le processus d'instauration de la robustesse parasismique. Il ne s'agit plus seulement, comme dans la phase précédente, d'explorer la menace sismique et d'élaborer des réponses techniques adaptées à chaque cas, mais d'industrialiser – au sens mécanique et économique du terme – la robustesse parasismique en se donnant des moyens de rationaliser son instauration.

La rationalisation de la robustesse parasismique passe alors par le processus de conception d'un projet, longtemps malmené, de construction d'une centrale nucléaire sur le site de Fessenheim. L'histoire du projet de centrale nucléaire sur ce site en fait un cas fondateur de l'élaboration de la robustesse parasismique pour les installations nucléaires en France. Tout d'abord, ce site est choisi en 1964 pour accueillir ce qui doit devenir le premier réacteur nucléaire de technologie française qui soit rentable. Pour diverses raisons économiques et politiques, le projet connaît de multiples attermoissements retardant le début de la construction et maintenant pendant 6 ans le projet dans une phase flottante de conception. Pendant ces 6 années, le projet Fessenheim est l'objet d'un investissement de forme important de la part

des ingénieurs du nucléaire français (EDF, mais aussi GAAA et même SFAC) tentant par tous les moyens de réduire le coût de production du réacteur. En 1969, alors que ce travail semblait aboutir, la décision est prise par le gouvernement français d'abandonner la technologie française de réacteur et de la remplacer par une technologie, développée aux États-Unis, considérée comme plus performante. Le site de Fessenheim est néanmoins conservé et choisi pour accueillir la première centrale de ce nouveau type. Par la suite, cette centrale est utilisée comme modèle de référence pour la conception d'un modèle standardisé de réacteur répliquable à l'envie. Ce chapitre revient sur ces différents événements en s'attardant à chaque fois sur leurs conséquences sur le processus d'instauration de la robustesse parasismique. Trois phénomènes sont observés : la rationalisation de la robustesse parasismique à travers le processus d'individualisation de l'objet technique, l'adaptation de la robustesse parasismique dans le transfert technologique et la mise en série de la robustesse parasismique.

Ce chapitre vise à montrer comment, à partir du site de Fessenheim, les ingénieurs du nucléaire français ont réussi à élaborer une robustesse parasismique qui soit à la fois adaptée aux besoins propres de sécurité des installations nucléaires, respectueuses des contraintes économiques et industrielles et qui soit valable sur l'ensemble du territoire métropolitain.

## **2.1. Rationalisation de la robustesse : le processus d'individualisation de l'objet technique**

En France, la transition vers la phase industrielle du programme nucléaire civil est officialisée lors du conseil des ministres du 16 décembre 1964, qui lance le V<sup>ème</sup> Plan quinquennal de développement du programme nucléaire, pour la période 1966-1970. Le commissariat général au Plan est une commission de 160 personnes créée par le Général de Gaulle en 1946 et qui est chargée de la planification économique du pays par des Plans quinquennaux. C'est au cours de la réunion de cette assemblée que la planification et le rythme du développement du nucléaire civil sont déterminés avant validation par le gouvernement. EDF a eu un rôle important dans le Commissariat au Plan, comme l'atteste la présidence de Pierre Massé entre 1959 et 1966 (IV<sup>e</sup> et V<sup>e</sup> Plan). En effet, avant de prendre la présidence du Commissariat Pierre Massé était directeur général adjoint d'EDF depuis 1948. Après sa présidence, il retournera à EDF, en tant que président du conseil d'administration. La décision ministérielle du 16 décembre 1964 signe le début véritable du programme industriel nucléaire<sup>165</sup>.

---

<sup>165</sup> Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France », Vol. 1 : Association pour l'histoire de l'électricité en France, p.70-71

L'objectif du Cinquième plan est d'arriver en 1970 à une part de 25% d'énergie nucléaire dans le bouquet énergétique français, le reste étant composé d'énergie produite par des centrales à charbon, des centrales à fioul et d'usines hydroélectriques. Cet objectif est considéré comme atteignable grâce à la perspective ouverte par un rapport de la Commission [pour la production d'électricité d'origine nucléaire], dite Commission PÉON, de 1963 qui juge le seuil de rentabilité de l'électricité nucléaire comme proche. La Commission PÉON est une commission consultative qui avait pour objectif de suivre les aspects purement économiques de la production d'électricité d'origine nucléaire, en relevant le prix du Kilowatt par heure, le coût d'investissement et les différents coûts annexes (gestion des déchets, démantèlement, etc.) (Dänzer-Kantof & Torres, 2013 ; Hecht, 2009).

Ce passage de l'énergie nucléaire du stade expérimental au stade industriel change le contexte et la configuration d'acteurs en charge de l'instauration de la robustesse parasismique. Dans l'après seconde guerre mondiale et jusqu'à très récemment, c'est à EDF, seule, qu'est confiée la charge de développer et d'exploiter toute l'infrastructure électrique de France. Dans le contexte de reconstruction d'après-guerre, EDF est créée par la loi du 8 avril 1946 sur la base de la nationalisation et du regroupement de plus de 1450 sociétés françaises de production, de transport et de distribution d'électricité et de gaz dans le but de rationaliser les efforts, redresser le pays et moderniser les structures (Picard *et al.*, 1985). À partir du milieu des années 1960, l'instauration de la robustesse parasismique se partage entre le régime technopolitique du CEA caractérisé dans le chapitre précédent et celui d'EDF dominée par les économistes et caractérisé selon Gabrielle Hecht par un mot d'ordre, la recherche d'optimisation et de rentabilité (2009). À la différence du régime technopolitique du CEA dominé par des ingénieurs et des scientifiques qui promeuvent la délégation des procédés de construction à des entreprises tierces dans l'optique de faire émerger des industriels puissants sur la scène nationale, le régime incarné par EDF adopte une stratégie différente. Il opte pour une « *microgestion des processus de maîtrise d'œuvre* » (Hecht, 2009, p. 76) positionnant ainsi EDF en véritable maître d'œuvre, qui coordonne et préside la réalisation des travaux de construction, en plus d'être le maître d'ouvrage, celui qui est commanditaire de l'ouvrage et qui définit les conditions de coûts et de délais. Ce positionnement centralisateur dans la conduite des travaux permet de réaliser la volonté exprimée par la Commission de sûreté des installations atomiques (CSIA) du CEA d'intégrer dans le processus créatif l'injonction de sécurité relative à la menace sismique.

Le passage d'un régime technopolitique à l'autre a deux conséquences principales sur la configuration d'acteurs en charge de la sûreté. D'une part, la position hégémonique du CEA sur les questions de sûreté se tarit à partir de 1965, et la CSIA est alors remplacée en 1967 par un « *groupe ad hoc* », toujours dirigé par Jean Bourgeois, mais intégrant de façon pérenne des représentants d'EDF et de l'industrie. La deuxième conséquence est la signature d'un protocole entre les deux établissements nucléaires pour faciliter le détachement d'agents du CEA à EDF. Le but de ce nouveau protocole est de transférer les compétences acquises par

l'expérience des ingénieurs du CEA dans l'objectif de faciliter le développement économique de l'industrie nucléaire :

*« Pour la centrale de Fessenheim, dont la maîtrise d'œuvre est assurée par EDF, des ingénieurs du CEA seront intégrés aux équipes d'EDF ; par ailleurs, les liens établis à différents échelons entre les deux établissements seront renforcés, pour assurer un échange d'information permanent et une concertation au niveau des dirigeants des deux établissements, pour les questions d'une importance particulière [...] un petit nombre d'ingénieurs de rang élevé seront affectés à différents niveaux de la hiérarchie de la Direction de l'équipement de l'EDF. Participant à toutes les activités de cette direction qui concernent les réacteurs et le choix des composants des centrales visées par le présent accord, et de ce fait parfaitement informés à tout moment, ces ingénieurs pourront exprimer à leurs correspondants leurs suggestions et recommandations »<sup>166</sup>*

Le plan d'action d'EDF pour augmenter à 25% la part du nucléaire dans le mix énergétique consiste à engager la construction de plusieurs réacteurs de technologie « graphite-gaz » d'ici 1967. La filière uranium naturel graphite-gaz (UNGG) est une technologie française qui utilise comme combustible de l'uranium naturel, faiblement enrichi que l'on peut trouver facilement y compris en France, modérée au graphite et refroidie au gaz carbonique. Cette filière, développée également outre-Manche, est la technologie historique utilisée par EDF et le CEA pour fournir de l'électricité d'origine nucléaire à un tarif compétitif. En 1969, à la suite de ce qui est nommé la guerre des filières (Hecht, 2009), elle est abandonnée au profit d'une filière américaine dite des réacteurs à eau légère, utilisant de l'uranium très enrichi, modéré et refroidi à l'eau naturelle. Le premier réacteur qui doit être construit est prévu sur le site de Saint-Laurent-des-Eaux dans le Loir-et-Cher. Doit ensuite suivre la construction, en 1966, sur le site de Fessenheim, de 2 réacteurs dérivés du réacteur de Saint-Laurent, mais avec une puissance supérieure (700 MWe contre 500 MWe)<sup>167</sup>. Enfin, le site du Bugey devait accueillir une tranche de 1000 à 1200 MWe aux alentours de 1967. Il était prévu de réaliser ces projets en collaboration avec les États frontaliers, respectivement l'Allemagne et la Suisse, pour amortir les coûts d'investissement. La réussite de ce plan, selon la direction d'EDF, est conditionnée au développement d'un modèle optimisé de réacteur pour atteindre un prix de production de l'énergie compétitif par rapport aux autres sources d'énergie comme l'indique le directeur général d'EDF d'alors, André Decelle :

*« Il va de soi que cette position n'est réaliste que dans la mesure où l'industrie française répond à l'incitation pressante d'EDF de la recherche du coût minimum, objectif permanent de l'Établissement. EDF a l'intention de tenter une expérience en vue d'associer plus largement*

---

<sup>166</sup> Projet de protocole CEA- EDF du 21 février 1968 (source : Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France », Association pour l'histoire de l'électricité en France, Vol. 2, p. 99 Annexe 14).

<sup>167</sup> Le Mégawatt électrique est l'unité de mesure utilisée pour décrire la puissance électrique produite par les réacteurs nucléaires producteurs d'électricité. Parfois, on parle de Mégawatt thermique qui correspond à la puissance dégagée sous forme de chaleur, elle est généralement trois fois supérieure à la puissance électrique, le différentiel donnant le rendement de l'installation. À titre de comparaison les centrales thermiques à fioul ou à charbon ont une puissance comprise entre 120 et 700 MWe et les centrales nucléaires actuellement en fonctionnement entre 900 et 1450 MWe (1650 MWe pour l'EPR).



*encore l'industrie à la recherche des améliorations génératrices de diminution du montant des investissements et c'est dans cet esprit que sera lancée la prochaine consultation pour le premier réacteur de Fessenheim »<sup>168</sup>*

Si le projet est clairement formulé, la construction de la centrale nucléaire sur le site de Fessenheim connaîtra différents rebondissements. En effet, entre 1964 et 1969, sa réalisation est maintes fois repoussée pour des raisons tant économiques que politiques, avant d'être abandonnée en 1969 puis ressusciter l'année suivante sous une autre forme comme on le verra dans le chapitre suivant. Le projet connaît deux phases principales : la première est organisée autour d'un consortium franco-allemand dans lequel la CSIA conserve tout son poids dans les décisions de sûreté du réacteur ; la seconde phase est celle où EDF reprend en main l'intégralité du projet. Dans les deux phases, la logique du projet est similaire, il ne s'agit pas de créer une nouvelle conception de centrale, mais d'optimiser la conception du réacteur UNGG en construction sur le site de Saint-Laurent-des-Eaux depuis 1963<sup>169</sup>. Ce réacteur a la particularité, par rapport à tous ses prédécesseurs, d'intégrer la plupart des éléments essentiels à son fonctionnement – le cœur du réacteur (graphite + uranium), les échangeurs de chaleur qui récoltent l'énergie thermique dégagée par la réaction nucléaire ainsi que le système de refroidissement au gaz carbonique qui comprend notamment deux grandes soufflantes à l'intérieur d'un même caisson. Le bâtiment réacteur résultant prend la forme caractéristique d'un grand bloc de 50 mètres de haut sur 30 mètres de large construit en béton précontraint et pesant 70 000 tonnes (cf. Figure 6). Ce type de conception monobloc a été mis au point pour des raisons tant économiques que de sûreté. Elle est très massive, et perdure jusqu'à la génération actuelle de réacteurs dans lesquels le cœur du réacteur est toujours disposé à l'intérieur d'un grand caisson en béton précontraint. Cette continuité structurelle autorise une continuité dans les études parasismiques à travers les technologies de réacteur successives.

---

<sup>168</sup> Propos du directeur général d'EDF lors de la réunion « programmes » EDF-CEA du 14 décembre 1965 qui réunit les directeurs des deux organismes en vue de mettre en place les Plans quinquennaux de l'énergie (source : Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France », Association pour l'histoire de l'électricité en France, Vol. 1, p.78)

<sup>169</sup> EDF/REN « Centrale de Fessenheim tranche 1 et 2 - Note de synthèse sur la protection de la centrale contre les séismes », 6 mai 1968, p.3 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOSt, boîte n° 5)

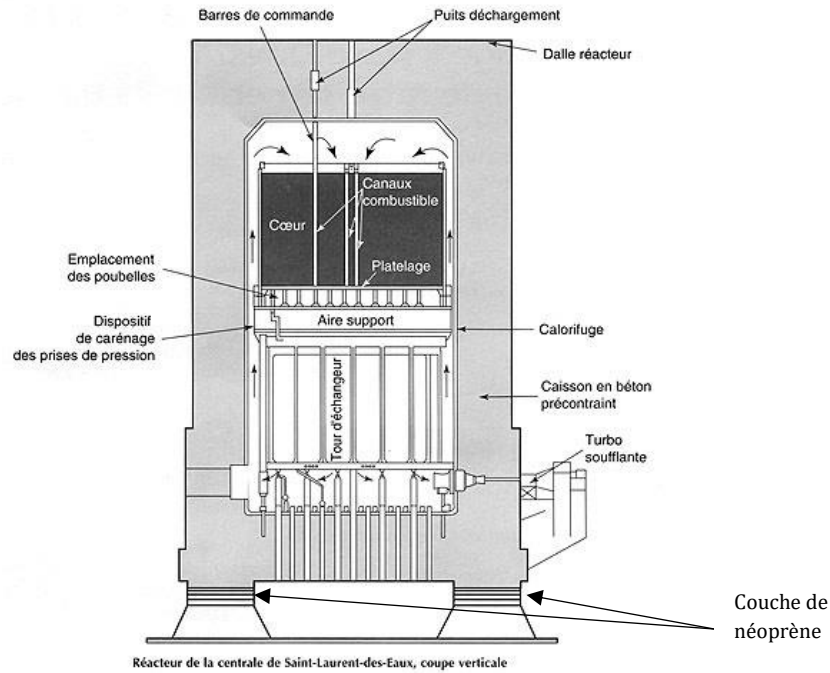


Figure 6 : Schéma du bâtiment réacteur d'une centrale nucléaire Uranium naturel graphite-gaz (UNGG) (Source : ASN (1996), « Dossier : le retour d'expérience des accidents nucléaires », *Contrôle*, n°110, p.59)

Le projet de réacteur sur le site de Fessenheim phagocyte les efforts de rationalisation, d'optimisation et de recherche de rentabilité de tous les acteurs impliqués dans le programme nucléaire français, autant le CEA que les différents constructeurs (GAAA et Indatom) et fabricants (SFAC, Fives-Penhoët, etc.). Pour cela, ils vont intégrer dans l'objet technique les moyens d'obtention d'une robustesse parasismique optimisée.

Dans la pensée du philosophe des techniques Gilbert Simondon, l'objet technique abstrait est un objet fait sur mesure, adapté à un milieu technique et géographique particulier et aux exigences extérieures de l'utilisateur. À ce stade, le bon fonctionnement de l'objet est dépendant d'un milieu techno-géographique très spécifique et en conséquence fragile face à des changements, même mineurs, de son environnement. Au stade concret, au contraire, l'objet technique s'autonomise par rapport aux variations des milieux technique et géographique en s'adaptant à la fonction de mise en relation des deux milieux. S'adapter à la fonction de mise en relation des milieux plutôt qu'à des milieux particuliers offre alors la possibilité au constructeur de maîtriser la forme de l'objet technique pour le rendre compatible à des changements de milieu. L'installation nucléaire, pour fonctionner sans heurts, doit préserver son milieu technique des variations du milieu naturel, ou s'adapter à elles, et pour cela maîtriser les échanges entre les deux milieux. Dans le cas de la menace sismique, il s'agit alors de préserver le milieu technique interne des tressautements telluriques qui surviennent dans le milieu géographique extérieur. Cette action se réalise par la mise en adéquation des deux milieux : il s'agit d'affiner la maîtrise de l'interaction entre l'action du phénomène naturel et la réponse de l'objet technique pour se prémunir d'éventuels

désordres pouvant conduire à l'accident. Ce processus d'autonomisation concourt à la concrétisation des objets techniques et est nommé par Simondon le processus d'individualisation. C'est, en effet, dans la recherche de cohérence externe de l'objet technique, à la jonction entre milieu technique et milieu géographique que la robustesse parasismique va se réaliser : c'est en maintenant étanche les frontières, ou du moins en maîtrisant les excursions du milieu géographique dans le milieu technique, que la robustesse peut s'instaurer. La robustesse parasismique devient alors consubstantielle du processus d'individualisation de l'objet technique. Ce dernier s'étant réalisé en affinant grandement la chaîne de transformation liant le séisme et la centrale. Le travail de rationalisation de la robustesse parasismique – ce processus d'individualisation de l'objet technique par rapport à la menace sismique – s'est entièrement déroulé lors de réplification d'objet technique dans un milieu différent.

Le premier cas de réplification d'une installation nucléaire est celui du réacteur de Saint-Laurent-des-Eaux, dont la construction a débuté en 1963 dans le Loir-et-Cher, sur le site de Fessenheim dans le Haut-Rhin. La transposition d'un objet technique sur un nouveau site soulève des questions d'adaptation au nouveau milieu géographique et de préservation du milieu technique pour ne pas altérer le fonctionnement ni la sécurité. Du point de vue de l'aléa sismique, cette réplification s'est accompagnée du développement d'outils de connaissance et d'action permettant de mettre en balance d'un côté l'aléa sismique et de l'autre ses effets sur une installation nucléaire pour optimiser les choix de conception et construire un milieu technogéographique adapté. Ce développement est réalisé en deux temps : d'abord, par l'utilisation de la méthode développée par les experts de la Commission de sûreté des installations atomiques (CSIA) en 1964 et en particulier par l'utilisation des plans de sauvegarde (ou schéma de ruine), la relation entre les deux milieux en cas de séisme s'est précisée de façon qualitative ; ensuite, par le développement d'outils de simulation informatique, cette relation s'est exprimée de façon quantitative.

### 2.1.1. De Saint-Laurent-des-Eaux à Fessenheim : désadapter un objet technique de son milieu

L'histoire du site de Fessenheim débute en novembre 1963 lorsque le CEA envisage la construction d'un réacteur nucléaire de production d'électricité dérivé du modèle de réacteur de Saint-Laurent le long de la frontière avec l'Allemagne. Avec le projet de Fessenheim, le CEA propose aux Allemands la réalisation en commun sur le Rhin d'un réacteur nucléaire, composé de plusieurs réacteurs identiques (tranches), dérivé de celui de Saint-Laurent A1, d'une puissance de l'ordre de 500 MWe<sup>170</sup>.

---

<sup>170</sup> Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France », Vol. 1 : Association pour l'histoire de l'électricité en France, p.75

En 1964, EDF et RWE [l'équivalent d'EDF outre-Rhin] demandent à Siemens et au Groupement atomique Alsacienne-Atlantique (GAAA) de constituer un consortium en vue de la construction de la centrale tout en gardant la maîtrise d'ouvrage. Contrairement à la GAAA, Siemens n'est chargé de la construction que des auxiliaires non nucléaires et ne participant donc pas à l'élaboration de la sûreté de la centrale. Le CEA et plus particulièrement le Commission de Sûreté des Installations atomiques (CSIA) a l'entière responsabilité des questions de sûreté et intervient directement auprès de tous les organismes. Ainsi, pour Fessenheim, l'instauration de la robustesse parasismique est effectuée de la même façon que pour les projets de Rapsodie et Siloé vus dans le chapitre précédent. En particulier, ce sont toujours les experts de la CSIA qui occupent le rôle de décideur tout en externalisant au constructeur la responsabilité de conduire les études.

La réplique du réacteur de Saint Laurent, comme celle de tout projet industriel, pose inévitablement des problèmes liés à la différence de l'environnement d'implantation. Or, du point de vue de la sismicité, le site de Saint-Laurent-des-Eaux et celui de Fessenheim présentent une différence notable. Le site de Saint-Laurent-des-Eaux, à l'instar des autres sites EDF à cette époque, est considéré comme non sismique. À la différence des autres toutefois, ce jugement repose sur une étude spécifique. Cette étude a néanmoins conduit à définir une intensité sismique de degré V MSK considéré comme « *le plus faible des degrés répertoriés* » en vertu de quoi « *il n'a donc pas été fait d'études spéciales concernant la séismologie ou les moyens d'y faire face* »<sup>171</sup>. Le réacteur de Saint-Laurent n'intègre donc pas de dispositions de résistances parasismiques particulières. Le site de Fessenheim, à l'inverse, est situé dans la région du Haut-Rhin, considérée comme zone de sismicité faible à moyenne par la carte d'aléa des règles parasismique PS62.

Pour tenir compte de cette différence, la CSIA demande au GAAA, le maître d'œuvre des parties nucléaires de la centrale, de lui fournir une note d'étude évaluant l'impact de cette sismicité sur un réacteur similaire à celui construit à Saint-Laurent-des-Eaux. Dans cette section, il est question de voir comment le maître d'œuvre démontre la robustesse de son installation en s'inscrivant directement dans la démarche méthodologique développée par la CSIA (cf. 1.4) puis en mobilisant Rothé pour préciser la sismicité du site et expertiser l'étude produite ; cette démonstration étant le résultat de la mise en adéquation des milieux technique et géographique de la centrale nucléaire - à travers l'utilisation d'un plan de sauvegarde - comme moyen de concrétisation de l'objet technique.

#### **2.1.1.1. Première tentative de rationalisation de la robustesse parasismique**

Au mois d'octobre 1965, le GAAA envoie une note d'étude à la CSIA proposant une solution d'adaptation de la conception du réacteur de Saint-Laurent pour tenir compte de

---

<sup>171</sup> EDF, « Rapport de sûreté définitif de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux A1 », Tome1, Volumes 1 à 3, Archives IRSN, Site de Fontenay-Aux-Roses.

l'aléa sismique spécifique au site de Fessenheim. Le contexte et l'objet sont précisés en introduction de la note :

*« Des hypothèses sont faites quant à la sismicité du site et aux objectifs à atteindre, à partir desquelles nous indiquons la démarche suivie. En effet, l'évaluation de la tenue aux séismes d'un gros ensemble, comme un réacteur est complexe et il n'existe pas « de méthode homologuée », mais plutôt des façons de procéder dans des cas particuliers. Ces approches sont le plus souvent américaines ou japonaises. Elles divergent parfois. La conclusion est qu'il semble possible de rendre la Centrale asismique pour les intensités considérées. Des solutions pratiques sont proposées »<sup>172</sup>.*

Le maître d'œuvre GAAA précise en introduction qu'il n'existe aucune méthode certifiée qui garantisse la robustesse parasismique d'un ouvrage complexe tel qu'une centrale nucléaire ni pour une conception intégrée dans un caisson massif en béton précontraint comme celui de Saint-Laurent. Il entreprend alors de conduire son étude en suivant la démarche développée par les experts du CEA et approuvée par la CSIA en 1964.

En premier lieu, l'étude GAAA revient sur la détermination de l'aléa sismique. Celle-ci repose d'une part sur l'application de la carte réglementaire de la version provisoire des nouvelles règles parasismiques dans leur version de 1962 (PS62), et d'autre part sur une analyse demandée à Barbreau, le géologue au CEA, pour tenir compte des qualités du sol du site. Selon la carte réglementaire d'aléa sismique, le site de Fessenheim se trouve à la frontière entre une zone d'intensité VI MSK et d'intensité VII MSK. Le GAAA choisit de prendre comme référence l'intensité VII. En plus de l'accélération horizontale de référence, le GAAA prend en considération l'accélération verticale, la bande de fréquence sensible et l'influence du sol du site de Fessenheim dans son étude. Pour évaluer l'aléa sismique, ils tiennent compte également de deux paramètres supplémentaires : la nature du sol et le contenu fréquentiel. En effet, les tables de correspondances accélération/intensité ne valent que pour un sol rocheux très dur et pour un solide infiniment rigide. Pour établir ces deux paramètres, le GAAA s'en remet à l'avis de l'expert géologue du GTSP, Barbreau<sup>173</sup>. Ce dernier préconise de tenir compte de la mauvaise nature du sol, qui pourrait modifier le comportement de l'ensemble et engendrerait potentiellement une amplification des mouvements. Pour tenir compte de ce phénomène dans la conception, il propose de doubler la valeur de l'accélération de référence. De plus, Barbreau conseille de tenir compte du contenu fréquentiel de la sollicitation sismique, qu'il juge comprise dans la gamme 2-8 Hz. Cette bande de fréquence est établie à partir du spectre d'Housner qui propose, rappelons-le, une forme générale du mouvement sismique à partir d'une collection d'accélérogrammes californiens. Sur ce spectre, la fréquence de 3 Hz est celle pour laquelle le cumul des différents paramètres du mouvement est le plus important (accélération maximale du spectre, ainsi que vitesse et déplacement important). Barbreau préconise alors d'éviter cette gamme de fréquences pour

---

<sup>172</sup> GAAA, « Centrale franco-allemande - Étude préliminaire de la tenue au séisme - Solutions », AN 341 NT 65 189, le 13 octobre 1965, p.1 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOSt, boîte n° 5).

<sup>173</sup> Ibid., Annexe II, p.1

la conception du caisson et des différents équipements qu'il contient afin d'éviter le phénomène de résonance.

Les ingénieurs du GAAA déterminent l'aléa sismique de référence à partir des règles PS62, en tenant compte de l'expertise de Barbreau et en ajoutant un certain nombre de marges de sécurité. Tout d'abord l'aléa de référence est choisi comme équivalent à l'intensité VII MSK, avec une accélération horizontale équivalente à 0,15g, plus que doublée par rapport à celle préconisée dans la règle conventionnelle et supérieure de 0,01g à celle préconisée par Barbreau. Le GAAA considère par ailleurs la gamme de fréquences utilisée par Barbeau (2-8 Hz) et estime une valeur critique à éviter autour 3 Hz. Le déplacement maximal du sol est pris équivalent à la valeur préconisée par Barbreau avec 10 mm<sup>174</sup>.

À partir de cet aléa de référence, le GAAA établit le plan de sauvegarde, ou schéma de ruine de l'ouvrage en cas de séisme. Le plan de sauvegarde est un outil de conception qui représente sur un tableau le comportement attendu des organes essentiels de la centrale en cas de séisme pour assurer certains objectifs assignés à l'ouvrage. Les objectifs généraux de comportement pour le réacteur en cas de séisme sont établis par le GAAA. Il s'agit de conserver des moyens de refroidissement du cœur en marche ou à l'arrêt, d'éviter la combinaison de la fusion du cœur<sup>175</sup> et d'une rupture de l'étanchéité du confinement qui conduirait à un accident grave de contamination de la zone et des populations environnantes. En plus de ces objectifs de sûreté, le GAAA établit également un troisième objectif d'ordre industriel : il s'agit d'éviter des désordres mécaniques qui seraient susceptibles de rendre le réacteur inutilisable après le séisme. Les objectifs de comportement ne portent donc pas exclusivement sur des considérations de sûreté, mais également sur des aspects industriels et économiques.

En pratique le GAAA place sur le même plan les aspects liés à la sûreté de son ouvrage et sa fiabilité d'un point de vue économique<sup>176</sup>. Toutefois, il y a une plus grande précision des objectifs assignés à un procédé industriel à risques par rapport à un ouvrage d'art classique. Il s'agit non seulement d'éviter la ruine du bâtiment pour protéger les personnes qui se trouvent à l'intérieur, mais également d'assurer le refroidissement et l'étanchéité des murs d'enceinte pour éviter la contamination des populations et de l'environnement (sûreté) et encore de limiter les dégâts pour préserver l'état de l'outil industriel et donc les investissements (fiabilité). La combinaison de ces objectifs rend insuffisantes les règles de conception classiques, plus exactement elle oblige à obtenir des informations plus complètes sur le mouvement attendu en différents endroits du réacteur pour un séisme donné. En effet, pour s'assurer qu'un bâtiment ne subisse pas la ruine suite à un séisme, prendre en compte l'énergie maximale délivrée et l'accompagner de certains coefficients empiriques et/ou de

---

<sup>174</sup> GAAA, « Centrale franco-allemande - Étude préliminaire de la tenue au séisme - Solutions », AN 341 NT 65 189, le 13 octobre 1965, p. 5 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 5).

<sup>175</sup> La fusion du cœur est l'événement redouté dans un réacteur nucléaire. Il résulte de la perte de refroidissement des combustibles radioactifs qui s'échauffent jusqu'à atteindre leur point de fusion. Ils forment alors un magma incandescent extrêmement radioactif et incontrôlable (cf. Annexe n°2).

<sup>176</sup> Ibid., p.4.

marges peut suffire, selon le maître d'œuvre. Par contre, pour s'assurer de l'état de chaque composante, du fonctionnement du système ou de certains sous-systèmes ainsi que de l'étanchéité du béton, il devient nécessaire de prendre en compte plus de paramètres du mouvement engendré par le séisme. Le plan de sauvegarde en cas de séisme vise conséquemment à la fois à garantir la protection de l'environnement et des populations, mais aussi la préservation de l'intégrité de l'outil industriel. Le tableau suivant, extrait d'un tableau de quatre pages, détaille pour différents éléments et pour remplir les deux objectifs, le comportement exigé pendant et après le séisme :

Tableau 4 : Plan de sauvegarde d'une centrale de type EDF 4 en cas de séisme. Extrait de GAAA, « Centrale franco-allemande - Étude préliminaire de la tenue au séisme - Solutions », AN 341 NT 65 189, le 13 octobre 1965, Annexe II, p.16-18 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOSt, boîte n° 5)

	<b>Matériels</b>	<b>Fonction pendant le séisme</b>	<b>Composant devant assurer leur rôle après le séisme</b>
<b>Sources de secours</b>	<b>Alimentations électriques</b>	Les 3 sources auxiliaires doivent assurer le secours	Les 3 sources toujours en services
	<b>Systèmes de refroidissement</b>	Pas de rupture ni de fuite	Refroidissement assuré
<b>Cœur du réacteur</b>	<b>Jupe de supportage de l'empilement graphite</b>	Dois suivre les mouvements du caisson	Pas de déformations
	<b>Graphite</b>	Dois suivre le mouvement du caisson	Pas de déformations des canaux
	<b>Tubes guides fixes</b> <sup>177</sup>	Leur mouvement ne doit pas interdire la chute des barres de contrôles	Pas de désalignement des trous. Aucune déformation résiduelle interdisant la remontée des barres
	<b>Barre de contrôle</b>	Doivent pouvoir descendre. Ne doivent pas se décrocher sous l'effet de l'accélération verticale	Ensemble doit fonctionner correctement
<b>Bâtiments</b>	<b>Caisson réacteur en béton précontraint</b>	Pas de fissure	Pas de fissure
	<b>Piscine combustible</b>	Maintien de l'étanchéité	Faibles fuites pouvant être compensées
	<b>Autres bâtiments</b>	En règle générale, pas d'écroulement des bâtiments	
<b>Autres</b>	<b>Turbo Alternateur</b>	Sans importance	Sans importance

Le plan de sauvegarde, ou schéma de ruine, permet de décliner à l'échelle des individus techniques - compris comme des composants de la machine relativement autonomes - le comportement attendu lors d'un séisme (pendant et après) pour garantir l'atteinte de certains objectifs de fiabilité et/ou de sécurité. Dans le tableau ci-dessus, le turboalternateur qui sert à produire de l'électricité à partir de la puissance mécanique de la vapeur est considéré comme sans importance en cas de séisme et il n'est donc pas nécessaire de le sauvegarder. En revanche, le caisson du bloc-réacteur doit pouvoir subir le séisme sans même se fissurer. En règle générale, pour le génie civil, il est demandé aux bâtiments de ne pas s'écrouler, la piscine

<sup>177</sup> Les tubes guides sont les trous dans lesquelles s'insèrent les barres de contrôle à l'intérieur du graphite.

d'entreposage du combustible ne doit pas perdre son étanchéité pendant le séisme, sachant que de faibles fuites peuvent être compensées après le séisme par des réparations ou un colmatage. Une telle question relative aux objectifs de sûreté assignés aux piscines d'entreposage et de refroidissement du combustible est encore aujourd'hui débattue dans et hors du nucléaire pour savoir quelle taille de fissuration est supportable, quel taux de fuites est gérable et quels événements sont susceptibles de les créer<sup>178</sup>. Par ailleurs, tous les éléments présents à l'intérieur du réacteur doivent suivre les mouvements du caisson pour pouvoir assurer le fonctionnement des systèmes de sécurité (en particulier les barres de contrôle). De plus, les systèmes de refroidissement et les sources d'électricité d'appoint doivent être disponibles pendant et après le séisme. D'une façon générale, la démarche opère en deux temps : définition des objectifs de comportement, puis définition de fonctions essentielles à sauvegarder déclinées par système. Cette façon de décliner les objectifs généraux attribués à l'ensemble en objectif(s) fonctionnel et/ou d'intégrité au niveau des individus permet d'objectiver les moyens par lesquels peut se régler l'adéquation entre le milieu technique interne et le milieu géographique. Pour que ce dernier, incarné ici par le séisme, ne remette pas en cause le premier, qui est essentiel au fonctionnement et à la sécurité de la machine, il faut pouvoir garantir une limite de pénétration du premier dans le second : les ondes sismiques pénètrent dans les bâtiments et structures, sollicitent tous les éléments, les individus et l'ensemble technique ; ils les font se mouvoir, se tordre, se fissurer. Dans une certaine mesure, cette pénétration est irrémédiable. Par contre, ils ne doivent pas aller au-delà d'un certain seuil de mouvement, de torsion ou de fissuration : certains éléments doivent conserver leur entière intégrité, certains individus techniques doivent demeurer fonctionnels, d'autres peuvent défaillir. Ainsi, le plan de sauvegarde permet de dépasser une vision trop simpliste de la dichotomie entre un intérieur et un extérieur de l'objet. Cette dichotomie se joue en réalité dans chaque composant de l'objet, de son enveloppe extérieure à son élément le plus confiné.

Le plan de sauvegarde est également un outil de concrétisation mis en œuvre par les ingénieurs du GAAA. En précisant et en déclinant l'endroit où les frontières entre milieu technique et milieu géographique doivent être maintenues, il autorise le perfectionnement en le conditionnant. En effet, il définit les limites de perturbations que peuvent supporter chaque individu technique pour ne pas compromettre le fonctionnement et la sécurité de l'ensemble. Par la quête de la robustesse parasismique, les ingénieurs du GAAA explorent les interactions négatives entre individus et ensemble. La recherche de la sécurité dans ce cas concourt à la concrétisation, qui elle-même, en retour, fiabilise et sécurise l'objet technique.

---

<sup>178</sup> Un rapport commandé par Greenpeace sur la sécurité des centrales nucléaires française de 2017 cible les piscines d'entreposages du combustible comme des points particulièrement fragiles des centrales nucléaires. En particulier leur faible résistance face à des événements externes les rendrait particulièrement sensibles à une attaque de type terroriste (Oda Becker, Manon Besnard, David Boilley, Ed Lyman, Gordon MacKerron, Yves Marignac et Jean-Claude Zerbib « La sécurité des réacteurs nucléaires et des piscines d'entreposage du combustible en France et en Belgique, et les mesures de renforcement associées », Rapport commandé par Greenpeace France, octobre 2017).



Après avoir défini la sollicitation sismique et établi le plan de sauvegarde, il reste à dimensionner les bâtiments et les matériels en fonction, c'est-à-dire à proportionner les dimensions, la composition et les liaisons et ancrages de chaque élément pour qu'il réalise le comportement attendu. À l'instar de la démarche effectuée pour Célestin, le GAAA préconise l'utilisation des PS62 pour le génie civil, les bâtiments et les structures internes et l'utilisation d'une démarche simplifiée, mais majorante, pour les autres systèmes et composants. La démarche simplifiée consiste à prendre les efforts d'accélération sismique à la fréquence propre du composant, ou bien, si celle-ci dépasse les 10 Hz, de prendre l'accélération égale à celle du sol, soit 0,15g. Le dimensionnement des sous-systèmes et composants n'a en conséquence pas fait l'objet d'une étude détaillée.

Les travaux de génie civil pour la mise en œuvre de la centrale du Fessenheim sont partagés entre l'entreprise Grand Travaux de Marseille (GTM, désormais filiale de Vinci) et Campenon-Bernard pour les parties en béton précontraint. Désormais filiale de VINCI Construction, la société Campenon-Bernard a été pionnière dans l'utilisation du béton précontraint en France et dans le monde. Elle est ainsi devenue une entreprise mondialement reconnue pour les ouvrages en béton précontraint. Si le génie parasismique n'est pas un sujet de prédilection des ingénieurs français, les corps d'ingénieurs français excellent dans le domaine du génie civil (Kranakis, 1997). Pour le génie civil, les constructeurs ont présenté une vérification de la tenue au séisme suivant les règles PS62. Cette règle utilise la détermination d'un coefficient sismique à inclure dans les calculs de tenue mécanique des bâtiments. Ce coefficient dépend alors de cinq facteurs : l'intensité sismique de référence, la période fondamentale, la répartition des masses avec la hauteur, la nature du sol d'une part et l'importance de l'ouvrage d'autre part<sup>179</sup>. Dans la version officielle des premières règles parasismiques de la France métropolitaine publiée en 1969, les PS69, le sous-coefficient lié à l'importance de l'ouvrage prend quatre valeurs en fonction qu'il s'agisse d'une habitation, d'un immeuble, d'un lieu ayant vocation à accueillir du public ou d'un ouvrage primordial (hôpitaux, caserne de pompier, écoles, etc.). Dans l'avant-projet des règles de 1964, les PS62, qui ne sont utilisées que pour la réalisation d'ouvrages spéciaux<sup>180</sup>, ce sous-coefficient ne prend que deux valeurs : ouvrages normaux et ouvrages spéciaux qui sont des « *ouvrages dont la sécurité est primordiale pour la Protection civile* »<sup>181</sup>. Le point fondamental pour la suite est que le passage d'une valeur à l'autre du coefficient d'importance de l'ouvrage s'effectue par une majoration forfaitaire de l'intensité sismique. En d'autres termes, pour un site d'intensité VII MSK, un ouvrage spécial sera dimensionné en considérant une intensité VIII MSK. Ce

---

<sup>179</sup> Dans la version officielle des PS69, les facteurs intervenant dans la détermination du coefficient sismique sont : le sous-coefficient d'intensité sismique, le sous-coefficient de réponse (qui intègre la période fondamentale, mais aussi l'amortissement et la nature du sol de fondation), le sous-coefficient de distribution des charges, le sous-coefficient de fondation (qui intègre la nature du sol et le mode de fondation) et le sous-coefficient d'importance de l'ouvrage.

<sup>180</sup> À ma connaissance, seuls les projets de construction de centrales nucléaires ont utilisé ces règles d'avant-projet. (Source : entretien avec Didier Costes du 27 août 2018 ; entretien du 23 juin 2018 avec Jean-François Sidaner, secrétaire générale de l'Association française de génie parasismique (AFPS) et retraité d'Areva ; entretien du 5 septembre 2018 avec Jalil Wolfgang, président de l'AFPS de 2000 à 2004).

<sup>181</sup> Règles parasismiques PS62, Projet, Chapitre IV, octobre 1963, Tableau II (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOSt, Boite n°2).

bricolage, qui renforce la résistance d'un bâtiment par la majoration forfaitaire d'un degré d'intensité sismique est à cette époque considérée comme une façon simplifiée, et dans l'attente de développements ultérieurs, de tenir compte de l'importance relative de l'ouvrage sans pour autant avoir d'incidence sur les calculs<sup>182</sup>. Il suffit en effet de conduire les calculs en changeant simplement l'intensité de référence. Cette pratique est abandonnée dans la version finale des règles parasismiques publiée en 1969 (PS69), mais est conservée dans le nucléaire et deviendra même un fondement de la réglementation. Cette pratique permet au constructeur d'affirmer que le dimensionnement tel qu'il est appliqué sur le réacteur de Saint-Laurent paraît suffisant pour le site de Fessenheim et « *permettrait presque de résister à un séisme d'intensité 8 [VIII] Mercalli* »<sup>183</sup>. Ce résultat est fondé également sur le fait que les fréquences propres des différents bâtiments nucléaires se situent en dehors de la gamme de fréquences forte supposée du séisme (0,8 Hz pour le caisson du bâtiment réacteur et 8,9 Hz pour le bâtiment combustible contre 2 à 8 Hz pour le séisme).

Par contre, c'est pour les structures intérieures du caisson (qui font la liaison entre le génie civil et les composants) construites et conçues par la Société des Forges et Aciéries du Creusot (SFAC), qui soutiennent le cœur du réacteur, le circuit de refroidissement et les barres de contrôle, que la situation est plus incertaine. D'une part, la fréquence propre du système est dans la gamme de fréquences du séisme et, d'autre part, le taux d'amortissement est presque nul<sup>184</sup>. La non-prise en compte du séisme dans le dimensionnement des structures internes du réacteur de Saint-Laurent a conduit à négliger la fréquence propre de l'élément ainsi que son amortissement. Transposées au site de Fessenheim, ces structures se trouvent proches du point de la fréquence pour laquelle le mouvement sismique serait maximal et ne dissiperaient ce mouvement que très lentement. Les ingénieurs du GAAA craignent alors que la structure entre en résonance en cas de séisme et puisse accumuler une très grande quantité d'énergie du fait de son faible taux amortissement. Toutefois, un élément de la conception dont l'influence n'est *a priori* pas considérée dans l'étude sismique pourrait jouer un rôle dans l'atténuation des mouvements sismiques et être potentiellement mis en avant pour démontrer la robustesse parasismique du réacteur sans changer le dimensionnement des structures internes. En effet, du fait du poids très élevé du caisson du bâtiment réacteur, et des forces de pression et de température très élevées auxquelles il doit résister, les ingénieurs d'EDF et du CEA ont ajouté à la conception une couche d'élastomère, en l'occurrence du néoprène, entre les fondations et la dalle support du caisson. Ce dispositif a pour vocation première d'absorber les charges verticales, les rotations et les distorsions dues aux efforts parasites engendrés par différents phénomènes impactant la construction en béton précontraint sous pression<sup>185</sup>. Un autre avantage du néoprène, pressenti par le maître

---

<sup>182</sup> Ibid., commentaire de Jean Despeyroux dans la marge du document, alinéa 4.1.

<sup>183</sup> GAAA, « Centrale franco-allemande - Étude préliminaire de la tenue au séisme - Solutions », AN 341 NT 65 189, le 13 octobre 1965, p. 6 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 5).

<sup>184</sup> Ibid., p.7.

<sup>185</sup> Il y a le fluage, qui correspond à une déformation différée du béton sous l'effet d'un chargement. Ce phénomène est particulièrement important dans le cadre de l'utilisation du béton précontraint qui soumet en permanence le béton à un effort de compression. Il y a le phénomène de retrait, en vertu duquel le béton se raccourcit en séchant. Il y a en dernier

d'œuvre, est qu'il permettrait de découpler le mouvement du sol du mouvement du caisson (cf. Annexe 2). Un avantage décisif de ce découplage serait de pouvoir maîtriser artificiellement les paramètres de l'oscillation (fréquence propre et amortissement)<sup>186</sup>.

En jouant sur la dimension de la couche de néoprène, il devient possible d'agir sur le signal sismique du sol et de le modifier pour le rendre moins nocif pour les structures internes<sup>187</sup>. Toutefois, l'efficacité réelle du néoprène sur l'atténuation des mouvements sismiques horizontaux n'est pas encore suffisamment établie, ce qui amène les ingénieurs du GAAA, tout en soulignant l'utilité du néoprène, à préconiser la chose suivante :

*« être prudent dans la définition d'une solution pour les structures internes et à faire abstraction pour l'instant de la présence du néoprène »<sup>188</sup>*

Le GAAA entrevoit trois types de solutions pour améliorer le comportement sous séisme des structures internes du réacteur : introduire de l'amortissement sans changer les caractéristiques actuelles, assouplir et amortir, ou bien rigidifier. Comme pour le cas de Rapsodie, c'est la dernière solution qui est envisagée par GAAA, notamment car elle contribue à solidariser les structures internes au caisson, ce qui est un gage de confiance pour atteindre le comportement attendu du cœur du réacteur, en partie dans l'optique de garantir le bon fonctionnement du système de chute des barres de contrôle. Pour ce faire, il est prévu de lier l'aire de support et la couronne de tête de l'empilement au caisson par un dispositif de butées à fourche. Ce dispositif permettrait de rendre très rigides les structures internes faisant passer leur fréquence propre de 2,5 Hz à plus de 20 Hz. Rendues très rigides, les structures internes perdent toutefois en amortissement et l'accélération de référence passe à 0,2g (au lieu de 0,15g), mais le décalage de la fréquence propre autour de 20 Hz - 25 Hz diminue largement les autres contraintes, ce qui permettrait notamment à l'empilement d'être accéléré sans dommage.

*« La solution proposée consiste essentiellement à rigidifier les structures internes par rapport au caisson au moyen de liaisons à fourches, l'empilement étant alors accéléré sans dommage à une valeur voisine de l'accélération prise par le caisson (0,20g). Bien qu'il n'en ait pas été tenu compte par prudence, il est proposé dans le but de recherche une « isolation vibratoire » du caisson, d'augmenter l'épaisseur du néoprène déjà prévu entre le caisson et sa fondation. Le radier par l'assise large qu'il donne au caisson est bénéfique quant à la réduction d'un balancement d'ensemble possible »<sup>189</sup>*

---

lieu les variations de température et surtout de pression qui peuvent faire évoluer la géométrie du béton. En particulier, le caisson des UNGG est maintenu sous pression constante pour améliorer l'étanchéité de l'enceinte. À long terme, si ces mouvements relatifs sont bloqués par des liaisons rigides, des efforts non prévisibles peuvent engendrer la formation de fissures ou perturber la stabilité de la structure. Les appuis en élastomère, très souples, permettent de libérer ces différentes charges en absorbant les différents mouvements.

<sup>186</sup> Ibid., p. 10

<sup>187</sup> Ibid.

<sup>188</sup> Ibid., p.8.

<sup>189</sup> Ibid., p.12

Pour le GAAA, le réacteur de Saint-Laurent pourrait être adapté à la sismicité du site de Fessenheim par deux améliorations : rigidifier les structures internes et doubler l'épaisseur du néoprène. Ces modifications entraînent un coût, mais jugé supportable par le maître d'œuvre<sup>190</sup>. Nonobstant cette conclusion optimiste, le GAAA reconnaît le caractère incomplet de leur étude, reposant notamment sur les valeurs qu'ils ont pu trouver dans la littérature sans mener d'études propres. En particulier, il précise que :

*« La tenue aux séismes de la Centrale a été examinée de façon préliminaire, sur la base d'une intensité Mercalli 7 et d'hypothèses et d'approximations traduisant de façon pratique, en l'absence de « méthode homologuée », mais d'après des données bibliographiques et des études en cours, la valeur de référence choisie [...] Nous soulignons maintenant l'importance qu'il y aurait à la réalisation à bien s'entendre avec le maître d'ouvrage sur les intensités sismiques à considérer et les objectifs à atteindre. Les parades à mettre en œuvre sont en relation directe avec ces éléments. Le choix de l'intensité 6 par exemple changerait assez radicalement l'importance des moyens décrits »<sup>191</sup>*

La conclusion de l'étude est suspendue à l'incertitude première de l'évaluation de l'aléa. Le site de Fessenheim se trouvant à la frontière entre une zone d'intensité VI et VII, il y aurait de grandes conséquences sur la conception à choisir l'une ou l'autre intensité. Avant de conduire des études supplémentaires, le GAAA décide de traiter cette question en premier et pour cela il se retourne vers celui qui leur apparaît comme la seule personne compétente en la matière, Jean-Pierre Rothé.

En 1965, il n'y a toujours pas de règles de construction parasismique dédiées au nucléaire. Néanmoins la démarche construite par le GTSP et la CSIA en 1964 est réutilisée par le GAAA pour le projet de centrale sur le site de Fessenheim. Dans cette utilisation, le GTSP reste à disposition du maître d'œuvre pour l'aider dans sa tâche. Ainsi, la pratique nucléaire commence à se formaliser. L'instauration de la robustesse parasismique présente deux problèmes couplés : le risque d'accident et la ruine de l'installation. Il ne s'agit pas seulement d'exigences de sûreté dans la robustesse, mais également d'exigences industrielles. La centrale doit fonctionner, ou du moins pouvoir être remise en service après un séisme ou un accident. La déclinaison de ces objectifs en plans de sauvegarde puis en dispositifs constructifs permet à la fois de favoriser le processus d'individualisation de la centrale nucléaire comme objet technique, d'accélérer sa concrétisation et également d'améliorer la sécurité de l'ensemble.

#### **2.1.1.2. Légitimer la pratique par le « jugement d'expert » : un géophysicien en soutien de l'industrie**

Il y a un fort enjeu pour le maître d'ouvrage GAAA, dans sa recherche d'optimisation des coûts, à préciser l'aléa sismique du site de Fessenheim. Celui-ci étant situé à la frontière

---

<sup>190</sup> Ibid., p. 10.

<sup>191</sup> Ibid., p. 12

entre deux zones de sismicité différentes, préciser son appartenance à l'une ou à l'autre a des conséquences financières importantes. De façon schématique, si le site appartient à la zone d'intensité sismique VI, la conception du réacteur de Saint-Laurent pourrait être répliquée telle quelle. Par contre, si le site appartient à la zone de sismicité VII, des modifications de la conception seraient à prévoir, pour un coût estimé à 3,7 millions de francs par réacteur, et il y aurait également un surcoût notable du génie civil, dû à l'augmentation de la contrainte sismique. Pour répondre à cette question cruciale de l'appartenance à l'une ou l'autre des zones sismiques, le maître d'œuvre, GAAA, mobilise l'expertise du spécialiste français de la question : Jean-Pierre Rothé.

Le 15 octobre de l'année 1965, des représentants de GAAA se rend à l'Institut de physique du Globe de Strasbourg pour rencontrer Rothé et soumettre à son jugement les choix effectués dans l'étude préliminaire portant sur la problématique sismique pour la possible réplique du réacteur de Saint-Laurent-des-Eaux sur le site de Fessenheim. L'objet de la visite est établi de la façon suivante :

*« Il s'agissait de recueillir l'opinion du Professeur ROTHE sur l'étude préliminaire de la tenue aux séismes de la Centrale, notamment sur les intensités Mercalli et accélérations correspondantes retenues à la base pour le site de Fessenheim ».*<sup>192</sup>

Lors de la visite du GAAA, Rothé fait part de ses travaux les plus récents en matière d'évaluation de l'aléa sismique pour la France métropolitaine. En particulier, il présente aux ingénieurs du GAAA les nouvelles cartes d'intensité maximale probable qu'il est en train de réaliser dans le cadre de la publication prochaine des règles parasismiques. Il s'agit d'ébauches de trois cartes de sismicité dont la publication n'aura lieu que deux ans plus tard : une carte des épacentres sismiques survenus en France au cours du dernier siècle, une liste des séismes historiques survenus lors du dernier millénaire et une carte des intensités maximales probables issue des deux premières et qui dresse des régions de sismicité homogène (cf. Tableau 2, Carte 3, 4 et 6, Chapitre 1). En plus de ces cartes, il présente également celle des cantons de France qui sera utilisée pour préciser le découpage administratif des régions de sismicité des prochaines règles parasismiques.

À partir de ces nouveaux éléments, Rothé présente également une évaluation détaillée de la sismicité de la région de Fessenheim.

---

<sup>192</sup> GAAA, "Compte-rendu définitif de la visite de GAAA au professeur Rothé », 17 novembre 1965, p.1 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 5)

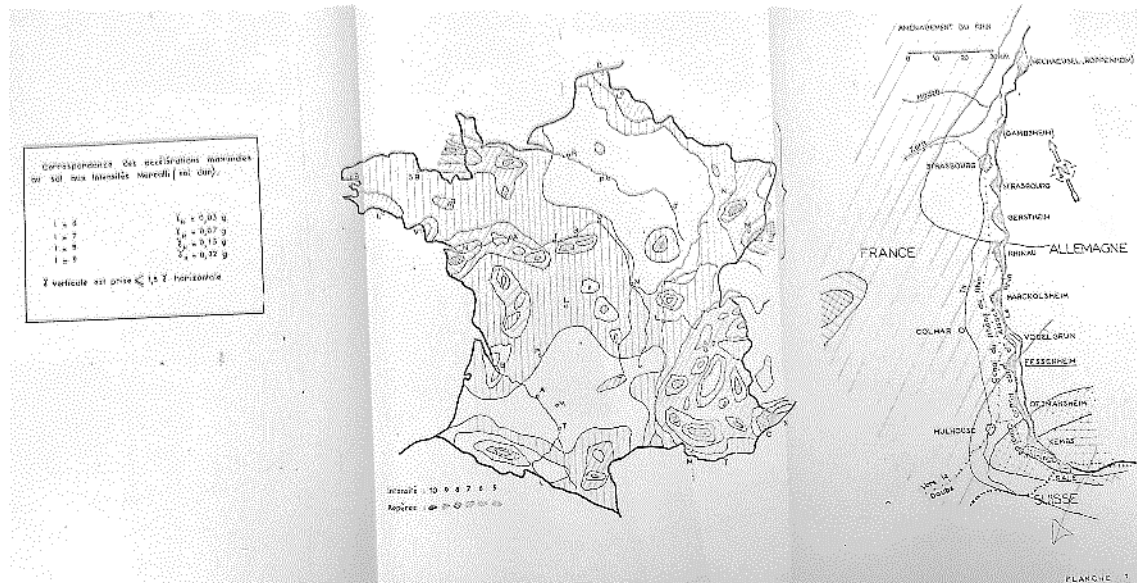


Figure 7: Carte d'intensité maximale pour la France et pour la région de Fessenheim en particulier fournie à GAAA par le professeur Rothé (Source : Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOSt, boîte n°4)

Il note en particulier que le site de Fessenheim est menacé par trois foyers sismiques différents. Le premier est constitué de séismes lointains, issus de la région de Bâle, situé à environ 40 km du site de Fessenheim, dans laquelle il s'est produit 5 à 6 fois des séismes d'intensité IX (intensité VII recueillie à Fessenheim) entre le X<sup>e</sup> et le XVII<sup>e</sup> siècle. Le second foyer sismique correspond à des séismes proches venant principalement de la région de Kaiserstuhl et du sud de la Forêt noire dont le plus fort séisme est celui du 28 juin 1926 (intensité VII à l'épicentre et V dans la région de Fessenheim). Un troisième foyer sismique, jugé moins problématique, est celui du nord de la Forêt-Noire et du Valais pour lequel il se produit des séismes comparables au foyer précédent, mais à une distance suffisamment grande pour être sans conséquence sur le site. Pour Rothé, l'épicentre de Bâle est le plus dangereux et le fait qu'il ne se soit pas produit de séisme important (supérieur à VIII) depuis plusieurs siècles est un facteur aggravant, car il augmenterait la probabilité de survenue d'un nouveau grand séisme dans les prochaines décennies. Il fonde ce dernier argument sur le séisme destructeur de Skopje, survenu le 26 juillet 1963 dans une région qui n'avait pas connu de grands séismes depuis le XV<sup>e</sup> siècle. Sur la carte fournie à GAAA, l'intensité maximale ressentie à Fessenheim est l'intensité VII, bien qu'à la frontière d'une zone d'intensité VI, à une dizaine de kilomètres d'une zone d'intensité VIII et une vingtaine de kilomètres de la zone épiscopale de Bâle d'intensité IX. Finalement, Rothé juge que le site de Fessenheim appartient à la région d'intensité sismique VII et non VI. Plus précisément l'aléa sismique retenu est en conséquence : «

*En conclusion pour Fessenheim, le Professeur ROTHE estime :*

- Séisme maximum pour la zone = intensité 7 – probabilité faible, mais non négligeable (de l'ordre de 1 fois dans les 50 ou 100 ans à venir)

- Autres séismes :
- Intensité 6 = il faut prévoir 1 ou 2 secousses en 20 ans
- Intensités 4 et 5 = fréquentes – 1 secousse tous les 3 ou 4 ans soit 5 à 6 en 20 ans »<sup>193</sup>

Il faut noter que les ingénieurs du GAAA et Rothé n'utilisent pas la même échelle d'intensité. Les premiers utilisent l'échelle Mercalli modifiée, tandis que Rothé utilise l'échelle macrosismique internationale (EMI). Les deux parties de la réunion se rendent compte de cette différence, mais la jugent sans conséquence : « L'échelle d'intensité utilisée coïncide pratiquement avec l'échelle Mercalli modifiée »<sup>194</sup>. En réalité, les deux échelles ont un demi-degré de différence entre les intensités V et VIII MSK. Cette différence ne sera constatée que 9 ans plus tard, en 1974. Jusqu'à cette date, les deux échelles seront considérées, en pratique, comme équivalentes, engendrant une sous-évaluation systématique d'un demi-degré d'intensité dans les calculs de conception.

L'évaluation fournie par Rothé est nettement plus détaillée que toutes celles qui prévalaient auparavant, dans et hors du nucléaire. Non seulement il précise les différents foyers sismiques potentiels, mais en plus il confère une récurrence temporelle à ces différents scénarii. Plus encore, c'est la profondeur historique des données qu'il propose, dont certaines remontent à plus d'un millénaire, qui marque une différence par rapport à la pratique précédente. De Cadarache à Fessenheim, la période de référence des séismes considérée est passée de 50 à 1 000 ans. Pour autant, la logique de l'évaluation ne change pas. Il s'agit de déterminer la sismicité du site, c'est-à-dire de définir le séisme qui a une chance de survenir pendant la durée de vie de l'installation et non de déterminer un scénario exceptionnel.

Grâce à l'utilisation des données anciennes recueillies par son père (cf. Chapitre 1), Rothé a largement affiné l'évaluation de l'aléa sismique en France et considérablement multiplié les régions considérées comme sismiques. Dans un article de la revue de l'école des Arts et Métiers portant sur la publication future des règles PS64, de janvier 1965, René Forestier a déterminé qu'avec les nouvelles cartes de sismicité fournies par Rothé, les régions pour lesquelles les règles doivent être appliquées – zones d'intensité VI à X MSK – représentent 35% du territoire métropolitain<sup>195</sup>. L'originalité et l'apport des données, qui permettent de dépasser l'évaluation instrumentale de l'aléa, ont été reconnus par GAAA et par son directeur technique, l'une des plus importantes personnalités du programme nucléaire français, André Ertaud<sup>196</sup>, dans une lettre dont le passage suivant illustre par ailleurs la position de force de Rothé :

<sup>193</sup> GAAA, "Compte-rendu définitif de la visite de GAAA au professeur Rothé », 17 novembre 1965, p. 5 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 5)

<sup>194</sup> GAAA, "Compte-rendu définitif de la visite de GAAA au professeur Rothé », 17 novembre 1965, p. 3 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 5)

<sup>195</sup> Forestier R., « Réflexions sur l'application des règles parasismiques », *Arts & Métiers*, n°1, janvier 1965, p.18.

<sup>196</sup> André Ertaud est ingénieur de l'École des Arts et Métier, ingénieur mécanicien de l'École navale et sous-marinier français. Il entre au CEA en 1946 et participe au lancement de la pile ZOÉ, le premier réacteur nucléaire français sur le site de Fontenay-aux-Roses. En 1954 il quitte le CEA pour prendre la direction technique de la Société alsacienne de constructions mécaniques, qui deviendra GAAA puis Novatom. Il eut par sa position dans le plus important consortium de construction nucléaire français de la période 1950-1970 un rôle central dans le développement industriel de nombreuses technologies

*« J'ai bien noté le peu de référence fait dans le projet de M. Bussi [ingénieur du GAAA] à l'origine et à la nouveauté des documents que vous lui aviez obligeamment prêtés et qu'il a jugé intéressant d'introduire dans son rapport. Je vous demande de bien vouloir accepter mes excuses à ce sujet et de croire, par ailleurs, à la bonne foi de notre ingénieur dans cette affaire. Je voudrais enfin vous remercier de nous avoir aidés très efficacement et en toute simplicité, dans un domaine où vous faites autorité. Si dans l'avenir ma Société peut vous rendre service d'une manière ou d'une autre, je peux vous assurer que nous le ferons avec grand plaisir. »<sup>197</sup>*

La position centrale de Rothé, qui tient à son autorité scientifique, perdure jusqu'au milieu de la décennie suivante, situation dans laquelle il n'est nul besoin de soumettre à la contestation le travail, l'expertise et les données de Rothé. Le mode de preuve qui prévaut dans la démarche de Rothé et la GAAA est celui du jugement d'expert individuel, qui participe largement à fonder la conviction de l'existence d'une robustesse parasismique. Le jugement de Rothé se fonde en partie en ajoutant une période de retour aux intensités sismiques de référence. Ce critère probabiliste que Rothé donne aux différents scénarii sismiques fait réagir les ingénieurs du GAAA. Étant donné que l'occurrence d'un séisme d'une intensité VII est relativement probable, ils voient un intérêt à ne pas décorrélérer les deux objectifs de comportement de l'installation en cas de séisme, la sûreté et la fiabilité. En effet, selon GAAA, le séisme d'intensité VII est :

*« suffisamment probable (1 fois dans les 50 ou 100 ans à venir) et l'investissement suffisamment important pour que nous proposons de conserver la condition de l'étude préliminaire, d'éviter non seulement la contamination de la zone du site pour cette valeur, mais aussi la mise hors service du réacteur »<sup>198</sup>.*

GAAA précise qu'il leur paraît plus coûteux de mener des travaux pour remettre en service l'installation après un séisme d'intensité VII plutôt que de le rendre directement résistant à un tel aléa. Si la puissance de l'aléa est déterminante pour établir les protections en vue de l'objectif de sûreté de l'installation nucléaire, la probabilité de l'aléa est, elle, un élément déterminant pour l'objectif de fiabilité de l'outil industriel.

Sur une problématique connexe, le GAAA sollicite l'avis de Rothé sur la relation d'équivalence liant intensité macrosismique et accélération horizontale du sol. Pour la transformation de ces intensités en accélération, Rothé donne son accord sur l'emploi de la formule de Gutenberg-Richter utilisée dans les règles PS62. Toutefois, il lui apparaît très pessimiste de doubler l'accélération pour tenir compte de la mauvaise qualité du sol telle que l'avait suggéré Barbreau. En effet, pour lui, l'intensité est un indicateur empirique, fondé sur l'observation des dégâts subis après un séisme dans un lieu donné et il intègre de ce fait déjà les éventuels effets d'atténuation ou d'amplification des ondes dues à la qualité du sol.

---

nucléaires françaises : les réacteurs producteurs de plutonium G2 et G3 à Marcoule, des réacteurs à eau lourde ou refroidie par liquide organique, les UNGG bien sûr et également les réacteurs rapides, en tant que conseiller technique du projet Superphénix.

<sup>197</sup> Extrait de la lettre de André Ertaud à Jean-Pierre Rothé du 7 décembre 1965, p. 1 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOSt, boîte n°5)

<sup>198</sup> Ibid., p. 7.



Suivant sa logique, le critère d'intensité macrosismique dépend des dégâts observés qui intègrent déjà une appréciation de la puissance du séisme, mais aussi des qualités du sol. C'est pourquoi Rothé propose, bien qu'il confirme la nature alluvionnaire du site, de conserver une accélération horizontale de 0,07g pour l'intensité VII. Ainsi, selon Rothé, la valeur retenue pour l'accélération horizontale 0,15g correspond plutôt à un séisme d'intensité VIII<sup>199</sup>.

En conclusion de la rencontre avec Rothé, le GAAA juge que l'intensité VII est la valeur à retenir pour le site de Fessenheim et que l'accélération horizontale de sol finalement retenue pour le dimensionnement peut être réduite à 0,07g. Un tel abaissement ne permet pas pour autant de supprimer complètement les dispositifs envisagés pour le bon comportement des structures internes du réacteur, à savoir le doublement de la couche de néoprène et la rigidification et la solidarisation des structures internes avec le caisson, les ingénieurs de la GAAA estimant que les gains réalisés sur les accélérations ne sont pas tels que les dispositifs prévus puissent être supprimés, tout au plus leur dimensionnement pourrait-il être un peu allégé.<sup>200</sup>

Cette relative prudence face à la diminution des dispositifs prévus pour adapter la centrale de Saint-Laurent aux sites de Fessenheim tient à deux éléments. La fréquence propre des structures internes pourrait engendrer des contraintes et efforts très importants même pour une accélération de 0,07g. D'autre part, l'optimisation de la conception via la baisse de l'accélération de référence ne paraît pas forcément être une bonne chose au maître d'œuvre étant donné la grande incertitude qui demeure dans l'ensemble de la démarche mise en œuvre pour atteindre la robustesse parasismique. Le GAAA précise en effet en fin de note que :

*« les incertitudes sont telles, actuellement encore, qu'il est prudent de ne pas aller trop loin dans cette voie [et que] ces principes ne peuvent pas encore peser très lourd dans l'abaissement du coût de la protection contre les séismes telle qu'elle est prévue dans l'étude préliminaire »<sup>201</sup>.*

Malgré tous les efforts du GAAA, au début de l'année 1966, la RWE allemande se retire du projet pour des raisons de non-compétitivité économique de la filière UNGG française par rapport à la filière Réacteur à eau pressurisée (REP) américaine alors également en développement en Allemagne<sup>202</sup>. Suite au départ des Allemands, le projet est repris par le CEA et EDF sous le nom de « projet Fessenheim graphite-gaz » pour lequel EDF endosse le double rôle de maître d'œuvre et maître d'ouvrage, annulant de fait la contribution de GAAA au projet. Parallèlement, entre 1966 et 1969, une évolution scientifique et technique

---

<sup>199</sup> GAAA, « Compte-rendu définitif de la visite de GAAA au professeur Rothé », 17 novembre 1965, p. 6 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 5).

<sup>200</sup> Ibid., p. 8.

<sup>201</sup> Ibid.

<sup>202</sup> Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France », Vol. 1 : Association pour l'histoire de l'électricité en France, p.82.

majeure est venue modifier le processus d'individualisation de l'objet technique : la simulation.

## 2.1.2. De la Californie à Fessenheim : la simulation au service de l'industrie

Dans la première section, l'attention a porté sur le transfert de l'objet d'un milieu géographique à l'autre. Dans cette section, ce n'est pas l'objet technique qui est déplacé, mais le milieu géographique lui-même, ou du moins les connaissances qu'on en a. La sismicité de la zone californienne est l'une des plus étudiées et le terreau d'un nombre important d'avancées dans la compréhension et la maîtrise de la menace sismique. Ainsi, durant la deuxième phase du projet de centrale nucléaire à Fessenheim, les acteurs du nucléaire font venir ses connaissances et leurs modes de production dans le Haut-Rhin pour améliorer la chaîne de transformations entre séisme et centrale. Ceci est en particulier permis par le développement de la simulation informatique, avec un déplacement théorique ou virtuel de la centrale en Californie, ou de la Californie à Fessenheim.

La simulation informatique fait son apparition avec l'acquisition en France des premiers supercalculateurs en 1964, au sein du monde nucléaire. Le CEA et EDF s'équipent du modèle Control Data 6600 de la société américaine Control Data Corporation, conçu par Seymour Cray<sup>203</sup>. Ces machines permettent d'écrire des codes de calcul, en langage FORTRAN IV, et d'effectuer plusieurs millions de calculs par seconde.



```

***** DYN 8.4300050E+07 DYN 7.1107260E+01 COPR# 0.0110 *****
***** TANGENTIELLE *****
I= 0.001 ZHAR11# 1.00000E+01 MOUVEMENT ABSOLU DU SOL Z(1)
I= 3.400 ZHAR21# 2.11100E+01 VITESSE ABSOLUE DU SOL
I= 1.000 ZHAR31# 1.00000E+01 EFFORT DE CISELLEMENT SOL EFFORT# 7.78E+03 TONNES
I= 0.000 ZHAR41# 1.00000E+01 DISTORTION ABSOLUE HAUSSE (RCP)
I= 0.000 ZHAR51# 3.00000E+01 COUPLE DE REACTION SOUS FONDATION
I= 0.000 ZHAR61# 1.00000E+01 MOUV REL BAS CAISSON/SOL NON DEFORME COUPLE# 3.00E+05 TONNE-METRES
I= 0.000 ZHAR71# 2.00000E+01 MOUV REL INTERMEDIATION/SOL NON DEFORME
I= 0.000 ZHAR81# 2.00000E+01 ACCELERATION ABSOLUE SOMMET CAISSON COUPLE# 2.00E+05 TONNE-METRES
I= 0.000 ZHAR91# 1.00000E+01 MOUVEMENT RELATIF CAISSON (RCP)
I= 0.000 ZHAR101# 1.00000E+01 CISELLEMENT NON-DEFORME (RCP) EFFORT# 0.20E+03 TONNES
I= 0.000 ZHAR111# 2.00000E+01 CISELLEMENT HAUT TOUR ECHANGEUR (RCP) EFFORT# 1.10E+03 TONNES
I= 0.000 ZHAR121# 1.00000E+01 ACCELERATION ABSOLUE COU ECHANGEUR
I= 0.000 ZHAR131# 1.00000E+01 ACCELERATION RELATIF COU ECHANGEUR
I= 0.000 ZHAR141# 3.00000E+01 MOUVEMENT RELATIF HAUT / BAS CAISSON EFFORT# 7.01E+02 TONNES
I= 1.000 ZHAR151# 0.00000E+00 ROTATION RELATIVE A L'ECHELON (RCP) COUPLE# 0.20E+03 TONNE-METRES
I= 0.000 ZHAR161# 1.00000E+01 MOUVEMENT REL TRANCHE 1 EMPIL / CORSET
I= 0.000 ZHAR171# 2.11300E+01 MOUVEMENT REL TRANCHE 2 EMPIL / CORSET
I= 0.001 ZHAR181# 0.50000E+00 MOUVEMENT REL TRANCHE 4 EMPIL / CORSET
I= 0.001 ZHAR191# 0.70000E+00 DISTANCE SOMMET EMPILLEMENT CORSET (RCP)
I= 1.000 ZHAR201# 0.50000E+00 ACCELERATION ABSOLUE SOMMET EMPILLEMENT
I= 0.000 ZHAR211# 1.00000E+00 DISTANCE EMPILLEMENT-CAISSON EN TTE
I= 0.001 ZHAR221# 1.00000E+00 DISTANCE TABLE-CAISSON
I= 0.710 ZHAR231# 3.00000E+03 DEFORMATION RELATIVE VOILES TARES (RCP) EFFORT# 3.00E+02 TONNES
I= 0.010 ZHAR241# 1.00000E+00 ACCELERATION TABLE SOUPLANTE
*****
***** DIMENSIONS MAX DES LIAISONS AERAIENNES *****
L1=1.0E+01 L2=1.0E+01 L3=1.0E+01 L4=1.0E+01 L5=1.0E+01 L6=1.0E+01 L7=1.0E+01 L8=1.0E+01
SHELL# C CAISSON SOL ASSE ECHANGEUR TRANCHE EMPIL TABLE CORSET BUTON
MASSES 1.00E+07 1.00E+07 2.00E+06 3.00E+03 3.00E+06 0.00E+00 0.00E+00
DENSITES 1.00E+10 1.00E+10 1.00E+10 1.00E+10 1.00E+10 1.00E+10 1.00E+10
RADIUS DE 1.10E+00 1.10E+00 1.10E+00 1.10E+00 1.10E+00 1.10E+00 1.10E+00
AMPLITUDE 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00
RADIUS DE 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00
AMPLITUDE 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00 1.00E+00
LONGUEURS 01 02 03 04 05 06 07 08 09 10 11 12
NOM DE POINTS HORIZONTALS 510 NM DE POINTS CALCULES=25000 PAS DE CALCUL #0001 DUREE DU SEISME=17.00 MP# 310

```

Figure 8: À gauche, photo du Control Data 6600. À droite, extrait du code de calcul Transséisme développé par EDF

L'utilisation de ces machines à calcul automatique permet la simulation mathématique du comportement d'un réacteur nucléaire soumis à une sollicitation sismique. En liant par des équations différents points d'un même ouvrage et en répartissant les sollicitations sismiques

<sup>203</sup> Avec une puissance de calcul de 10 millions d'instructions par seconde et de 3,3 millions de FLOPS, il a été l'ordinateur le plus puissant entre 1964 et 1969.

à ces différents points, il devient possible de calculer qu'elle sera le mouvement effectif – et donc les actions mécaniques – aux différents points de l'ouvrage.

Pour les ingénieurs du CEA et d'EDF, l'avantage décisif que cela apporte à la compréhension de la menace sismique est multiple. Tout d'abord, la simulation permet de complexifier la modélisation du réacteur nucléaire dans les études de tenue mécanique. Pour Rapsodie, le réacteur nucléaire et ses différentes composantes étaient représentés soit par un solide uniforme unique<sup>204</sup> soit par un pendule inversé simple à un degré de liberté. Avec la simulation informatique, le bâtiment réacteur peut être modélisé par plusieurs points situés à différents endroits et en tenant compte des interactions entre ces différents points. Dans le cas du projet franco-allemand de centrale à Fessenheim, les différents éléments de la centrale étaient considérés séparément, de façon autonome. C'est-à-dire que chaque élément est pris dans sa relation individuelle avec le mouvement du sol sans tenir compte des éléments intermédiaires traversés, comme s'il était posé à même le sol. Or, d'une part l'onde sismique se modifie en traversant les milieux (le sol, les fondations, le plancher, les structures, pour enfin arriver à un équipement particulier) et d'autre part, l'interaction des différents éléments entre eux peut engendrer des contraintes et des efforts supplémentaires. L'entêtement à vouloir systématiquement rigidifier et solidariser les différents éléments d'un réacteur entre eux et avec le bâtiment qui le contient dans les premières années de la protection parasismique des centrales nucléaires peut être envisagé selon moi comme une réponse à ces simplifications. En s'assurant que tous les éléments se meuvent de façon solidaire, les ingénieurs se prémunissent des éventuelles contraintes supplémentaires ou risques d'entrechoquement liés aux déplacements différentiels des différents éléments. En rigidifiant au maximum les structures, les ingénieurs s'assurent que le mouvement en différents points du réacteur demeure proche de celui du sol. Rigidifier et solidariser sont deux choix de conception qui visent alors moins à améliorer le comportement du réacteur ou à diminuer le niveau des mouvements subits qu'à se prémunir face à l'incertitude (grande amplification du mouvement en cas d'entrée en résonance d'un matériel, entrechoquement des structures internes et de l'enceinte par exemple).

L'utilisation des supercalculateurs permet de représenter dans les calculs les effets de la complexité structurelle de la réponse d'une centrale nucléaire à une sollicitation sismique. En particulier, les premières simulations informatiques ont permis de modéliser la centrale nucléaire non pas comme un seul système, mais comme plusieurs, de considérer la propagation des ondes sismiques en différents points de la centrale, de prendre en compte l'effet du sol et des fondations sur la modification du signal sismique et, enfin, de considérer la variation des mouvements et des contraintes associées en fonction du temps ; là où les méthodes précédentes ne considéraient que des valeurs moyennes ou maximales et qui plus est spontanées. Pour autant, l'emploi des supercalculateurs nécessite l'utilisation de

---

<sup>204</sup> Les mouvements occasionnés par le séisme sont dans ce cas évalués au centre de gravité du solide et sont supposés équivalents en tout point du solide et pour tous les éléments qui y sont contenus.

nombreuses données, en particulier sismiques, qui ne sont pas disponibles en France. Pour pallier ce manque, les ingénieurs français ont recours massivement à des données et des études respectivement récoltées et réalisées en Californie. L'effet causal de cet emploi est d'ancrer durablement la robustesse parasismique des installations nucléaires françaises sur une représentation du phénomène sismique telle qu'il se réalise en Californie, dans une des zones les plus sismiques du monde.

Entre 1965 et 1969, deux codes de calcul sont développés et utilisés, dans le cadre de la conception de la centrale de Fessenheim, pour simuler le comportement d'un réacteur nucléaire type Saint-Laurent-des-Eaux soumis à une sollicitation sismique : le code Amplimax développé par la Société des forges et aciéries du Creusot (SFAC) et le code Transéisme développé par EDF. Ces deux codes permettent de lier numériquement la variation de la sollicitation sismique et la variation du comportement de l'installation. De la sorte, ces codes de calculs sont des puissants outils d'optimisation capables de mettre en correspondance un niveau sismique et les besoins, voire le coût, des renforcements nécessaires à remplir les objectifs de fiabilité et de sûreté. Cela a pour conséquence de largement préciser et de quantifier la frontière entre milieu technique et milieu géographique à travers le plan de sauvegarde. Nonobstant, les deux codes de calculs donnent des résultats très différents et leur comparaison est l'occasion à la fois d'instrumenter la chaîne de transformations permettant la mise en équivalence entre séisme et centrale nucléaire et d'explorer la propension au risque des experts. Dans cette section il est précisément question d'étudier les effets des postulats dans la modélisation sur la conception finale d'un réacteur.

#### **2.1.2.1. La simulation informatique comme nouveau mode de production de connaissance**

Dans l'optique de la réplique du réacteur de Saint-Laurent-des-Eaux sur d'autres sites, potentiellement sismiques, la CSIA a demandé, dès le mois de novembre 1964, au concepteur-constructeur du caisson en béton précontraint, la Société des forges et aciéries du Creusot (SFAC), de conduire une étude de vérification du comportement du réacteur sous séisme<sup>205</sup>. L'objectif est de savoir comment la conception du réacteur, qui est dictée par un champ de contraintes sans prise en compte des sollicitations sismiques, réagirait en cas de séisme et, le cas échéant, de cibler les modifications nécessaires à apporter pour pouvoir autoriser sa réplique sur un site sismique. La SFAC a, pour répondre à cette demande, développé ce qui sera le premier programme informatique en France, sous forme de code de calcul, permettant la simulation du comportement d'un réacteur nucléaire sous séisme et qui prend le nom d'Amplimax.

---

<sup>205</sup> Compte-rendu de réunion entre les deux Régions d'Équipement nucléaire d'EDF et l'IPGp du 9 novembre 1966 à propos de la possible collaboration entre les deux instituts pour vérifier expérimentalement la théorie SFAC sur le comportement de la conception du réacteur Saint-Laurent, 17 novembre 1966, (Fonds d'archives EDF, Paris, boîte n°943221).

Au cours de l'année 1966, la Région d'équipement nucléaire de Tours d'EDF reprend en main l'étude préliminaire du GAAA en intégrant les premiers résultats fournis par Amplimax, disponibles depuis le 6 février 1966<sup>206</sup>. En introduction de son étude, EDF rappelle d'une part que la vérification du comportement sous séisme de Saint-Laurent par le programme Amplimax doit servir pour Fessenheim et d'autre part l'importance qu'il y a à obtenir des résultats en amont de la réalisation de la centrale :

*« il est rappelé que la centrale projetée de Fessenheim se trouvant en zone sismique, EDF entend prendre toutes les précautions nécessaires pour assurer, dans le cas où se produirait le séisme d'intensité 7 [VII-VIII MSK] qui est le maximum prévisible, la sécurité des populations contre la contamination [...] il serait souhaitable que les essais sur EDF 4 se réalisent rapidement compte tenu, d'une part de l'état d'avancement des travaux et, d'autre part, du fait qu'il serait souhaitable d'en avoir le résultat préalablement à la rédaction des marchés concernant la centrale de Fessenheim »<sup>207</sup>*

L'étude EDF s'inscrit dans la logique de la démarche développée par la CSIA en 1964. EDF conserve en effet l'organisation générale de l'étude en trois étapes : définition de la sollicitation sismique à considérer ; définition des objectifs de comportement attendus et établissement d'un plan de sauvegarde ; calcul de dimensionnement et solutions pratiques pour atteindre les objectifs. Toutefois, cette fois-ci le temps presse, car la réalisation de la centrale, prévue à l'origine par le Commissariat général au Plan pour 1966, doit impérativement commencer avant la fin de l'année 1967. Dans cette section, il est question de voir comment l'utilisation de la simulation permet de pousser plus avant la mise en équivalence entre séisme et centrale.

Pour la définition des intensités de référence, EDF reprend les résultats donnés à GAAA par Rothé, à savoir : intensité VII – 1 à 2 fois par siècle ; intensité VI – 5 à 10 fois par siècle ; intensité V – 25 à 30 fois tous les 100 ans. Toutefois, EDF ajoute deux remarques qui sont fondatrices pour la suite de la politique de gestion du risque sismique pour les centrales nucléaires. Elle remet en cause le caractère représentatif des données de Rothé, l'utilisation qu'il fait du terme de probabilité et plus généralement le caractère conservatif de son évaluation. Les agents d'EDF jugent en effet que les fréquences estimées par Rothé devraient, pour être fiables, être soit le résultat « *d'un traitement et d'une extrapolation statistique des séismes connus et des microséismes* » à l'instar de la loi de répartition des séismes en fonction de leur magnitude proposée par Gutenberg-Richter, soit comporter un « *coefficient de majoration* ». Celui-ci servirait à couvrir la relative « *brièveté de la période d'observation par rapport à la « vie » du sous-sol* », le temps géologique n'étant pas couvert par l'histoire humaine ainsi que « *la naissance possible d'un épicentre plus proche du site (le soubassement géologique étant le même à BÂLE*

---

<sup>206</sup> Compte-rendu de réunion entre la Région d'équipement de Clamart et la Région d'équipement de Tour d'EDF du 17 novembre 1966, (Fonds d'archives EDF, Paris, boîte n°943221).

<sup>207</sup> EDF, REN n°1, Note VR 20 « Centrale de Fessenheim, 1<sup>re</sup> tranche - La sécurité du site, ses implications destructives et les dispositions constructives susceptibles d'y remédier dans différentes hypothèses », 2 décembre 1966, p. 1-2 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 3).

que sur le reste de plaine d'Alsace) »<sup>208</sup>. Il sera question dans le chapitre suivant du fait que la fabrication d'une marge de sécurité par rapport à l'estimation de l'aléa sismique dépend de ces deux éléments : l'incertitude relative quant à la représentativité de la période d'observation par rapport à la période géologique et la prise en compte du fait qu'un séisme passé puisse se reproduire à n'importe quel endroit d'une région sismique de référence. C'est la première fois que l'on voit apparaître de telles considérations d'incertitude, en France, par rapport à la détermination de l'aléa sismique dans une étude. C'est que la concrétisation de l'objet technique implique également une maîtrise plus fine du milieu géographique.

Le programme Amplimax apporte des changements par rapport à la pratique précédente, mais pas de grand bouleversement. Avec le calcul automatisé, il est possible de faire varier l'intensité sismique et d'obtenir rapidement la variation des mouvements sismiques. En conséquence, EDF revoit complètement le plan de sauvegarde du projet de centrale UNGG à Fessenheim. Le nouveau plan de sauvegarde reprend le double objectif de sûreté de l'installation nucléaire et de fiabilité de l'outil industriel tout en modifiant le texte. Ces deux objectifs sont définis par EDF de la façon suivante :

*« A) pour ne pas contaminer la population des environs de la centrale par des produits de fission ce qui suppose de ne pas fondre l'uranium ni les gaines, B) pour récupérer la centrale moyennant des réparations raisonnables »<sup>209</sup>*

Le plan de sauvegarde proposé par EDF par rapport à ces deux objectifs est décliné en deux temps. D'abord EDF évalue les comportements généraux probables et les précautions à envisager pour les fondations du réacteur de Saint-Laurent, avec et sans la prise en compte de la couche de néoprène. Les résultats sont répertoriés dans le tableau suivant :

Tableau 5 : Plan de sauvegarde du réacteur de Saint-Laurent-des-Eaux pour plusieurs types de fondations (source : EDF, REN n°1, Note VR 20 « Centrale de Fessenheim, 1<sup>re</sup> tranche – La sécurité du site, ses implications destructives et les dispositions constructives susceptibles d'y remédier dans différentes hypothèses », 2 décembre 1966, p. 8-9)

Intensité Fréquence en 100 ans	V 25 à 30 fois	VI 5 à 10 fois	VII 1 à 2 fois	A	B
Réacteur Saint-Laurent	Comportement			Précautions envisageables pour ne pas contaminer la population des environs de la Centrale	Précautions envisageables pour récupérer la Centrale moyennant des réparations raisonnables
Fondations sur mur panneaux	Bon	Inconnu Vrillage	Probablement mauvais Rotation et tassements	Vraisemblablement rien à prévoir sauf peut-être des liaisons supplémentaires	Raidir et élargir la surface de portance (même pour l'intensité 6) ou mieux passer au radier rigide
Avec prise en compte du néoprène en 24 mm	Bon	Bon	Mise hors service	Éviter de mettre des butées Augmenter l'épaisseur du néoprène	Augmenter l'épaisseur du néoprène (50 mm ou plus)

<sup>208</sup> EDF, REN n°1, Note VR 20 « Centrale de Fessenheim, 1<sup>re</sup> tranche – La sécurité du site, ses implications destructives et les dispositions constructives susceptibles d'y remédier dans différentes hypothèses », 2 décembre 1966, p. 3 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 3).

<sup>209</sup> EDF, REN n°1, Note VR 20 « Centrale de Fessenheim, 1<sup>re</sup> tranche – La sécurité du site, ses implications destructives et les dispositions constructives susceptibles d'y remédier dans différentes hypothèses », 2 décembre 1966, p. 7 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 3).

La simulation Amplimax donne pour résultat que le réacteur de Saint-Laurent fondé sur « mur panneaux » aurait un comportement incertain dès l'intensité sismique VI, avec possibilité de vrillage des panneaux, et probablement mauvais en cas d'intensité VII, avec des problèmes de rotation du caisson. Avec la prise en compte du néoprène, les résultats de la simulation s'améliorent sensiblement. Le comportement pour l'intensité VI serait bon, par contre pour l'intensité VII, le réacteur devrait être mis hors service et serait probablement irrécupérable. Dans tous les cas les objectifs A, sûreté de l'installation nucléaire, et B, fiabilité de l'outil industrielle, ne sont pas atteints. Parmi les solutions envisagées par EDF, en suivant les conclusions émises dans l'étude précédente du GAAA, de doubler l'épaisseur du néoprène en passant à 50mm.

Dans un second temps, EDF établit un plan de sauvegarde détaillé pour les différents composants du bâtiment réacteur en considérant une couche de néoprène de 50mm. Les résultats sont déclinés dans le tableau suivant :

Tableau 6 : Plan de sauvegarde du réacteur Saint-Laurent avec fondations sur couche de néoprène de 50 mm pour plusieurs intensités sismiques (source : EDF, REN n°1, Note VR 20 « Centrale de Fessenheim, 1<sup>re</sup> tranche – La sécurité du site, ses implications destructives et les dispositions constructives susceptibles d’y remédier dans différentes hypothèses », 2 décembre 1966, p. 8-9)

Intensité Fréquence en 100 ans	V 25 à 30 fois	VI 5 à 10 fois	VII 1 à 2 fois	A	B
<b>Fondations sur mur panneaux + Néoprène en 50 mm</b>	<b>Comportement</b>			<b>Précautions envisageables pour ne pas contaminer la population des environs de la Centrale</b>	<b>Précautions envisageables pour récupérer la Centrale moyennant des réparations raisonnables</b>
<b>Caisson</b>	Bon	Bon	Bon (s’il n’y a pas de chocs internes) sinon risque de rupture de câble de précontraintes	Conserver l’étanchéité des sorties eu égard à l’activité du CO <sub>2</sub>	Idem, mais en plus eu égard au refroidissement des éléments combustibles
<b>Supportage jupe</b>	Bon	Bon	Mauvais, affaissement possible	Raidir pour éviter les chocs sur le caisson	Raidir pour éviter les déformations permanentes : 1) Butée à fourche entre aire-support et caisson, ou 2) encastrement la jupe dans la dalle inférieure
<b>Jupe</b>	Bon	Bon	Bon, si le supportage ne s’affaisse pas		Éviter les déformations permanentes incompatibles avec les rattrapages prévus
<b>Aire support</b>	Bon	Bon	Bon		Renforcer l’arrimage de certains rondins de protection
<b>Échangeurs</b>	?	?	Mauvais, risque de chocs sur la jupe et d’affaissement des poteaux	Conserver une étanchéité (eau - CO <sub>2</sub> ) relative	Rester quasiment intacts : 1) encastrement dans la dalle inférieure 2) appuis sur la jupe puis butées à fourche entre jupe et caisson
<b>Empilement</b>	Bon très probable	Incertain	Incertain, l’empilement risque de se coucher sur le caisson	Vraisemblablement pas de précautions spéciales	Bloquer l’empilement : 1) corset partiel rigide + butées à fourches, ou 2) corset rigide encastré dans le sol, ou 3) essais de vibrations sur modèle pour tester l’empilement actuel
<b>Barre de contrôle</b>	Bon	Bon	Mauvais, les déplacements de l’empilement étant trop importants	-Systèmes injecteurs de poisons dans chaussettes annulaires, billes borées en acier ou en céramique -Détecteur type Cadarache	Pas de précautions spéciales
<b>DPM</b>	Bon	Risque de déplacement	Déplacement et rupture des soufflets		Verrouiller la machine sur la dalle et sur chariot
<b>Évacuation de la puissance résiduelle</b>	Bon	Risque de déplacement	Mise hors service des soufflantes (chutes d’objets, déplacements jupe) manque d’énergie motrice, disparition des groupes, insuffisance d’eau déminéralisée, fusion du chargement	-Prévoir source d’énergie sûre (vapeur, courant, fuel) -Protection suffisante d’une soufflante -Soufflante auxiliaire de sécurité -Utilisation de la ventilation à l’arrêt -Alimentation en eau froide des échangeurs ou d’un échangeur spécial	Même précautions avec cependant une limitation thermique pour conserver, à la majorité du chargement, ses caractéristiques normales
<b>Traversées enceintes (fluides eau, vapeur, CO<sub>2</sub>)</b>			Risque de ruptures	Limitation des fuites à une valeur raisonnable : -Emploie clapets et vannes -Introduire souplesse nécessaire	Introduire la souplesse nécessaire



Le premier plan de sauvegarde établi par GAAA en 1965 a permis d'identifier où et comment se déclinaient les frontières entre milieu technique et milieu géographique dans l'objet technique. Avec le code de calcul Amplimax, le plan de sauvegarde permet d'établir les niveaux sismiques pour lesquels la frontière reste infranchie, les niveaux sismiques pour lesquelles de premiers franchissements ont lieu ; d'établir les endroits de ces franchissements ainsi que leurs conséquences. Ainsi il apparaît que, généralement, les incertitudes relatives au bon comportement d'un réacteur de type Saint-Laurent apparaissent pour une intensité sismique de niveau VI, alors que les réelles difficultés apparaissent pour une intensité VII. Pour le génie civil, le comportement apparaît bon pour le caisson et pour la jupe (sur laquelle est disposé le cœur du réacteur) pour les trois intensités sismiques, tandis que le supportage de la jupe, qui fait la liaison entre la jupe et le caisson, aurait probablement un mauvais comportement en cas de séisme d'intensité VII. Or cet élément est essentiel puisque de lui dépend le comportement de la jupe et donc du cœur du réacteur. La solution envisagée pour répondre aux conditions A et B est de raidir le dispositif afin d'éviter un déplacement différentiel et en conséquence l'entrechoquement des structures internes et du caisson, ce qui pourrait déformer de façon permanente le supportage et la jupe elle-même, ce qui contreviendrait à l'objectif de redémarrer la centrale après un tel séisme. Pour raidir le supportage de la jupe et ainsi solidariser la jupe au caisson, deux solutions sont envisagées : encastrement de la jupe dans la dalle inférieure (le sol du caisson) ou utilisation de butées à fourche, solution qui était envisagée par GAAA.

Pour les composants mécaniques, comme l'empilement graphite, les barres de contrôles, l'échangeur (eau/vapeur) ou encore l'évacuation de la puissance résiduelle (fonction de refroidissement - circuit gaz carbonique), les premières incertitudes et défauts de comportement surviennent dès l'intensité VI. Pour l'intensité VII, pratiquement tous les équipements subissent des dégâts notables, avec risque de rupture, ou des mises hors service des systèmes. Les solutions techniques pour assurer les objectifs A et B passent non par la sauvegarde des dispositifs existants, mais par l'assurance que les fonctions de sûreté sont remplies. Pour assurer l'évacuation de la puissance résiduelle, c'est-à-dire pour assurer le refroidissement du réacteur une fois mis à l'arrêt, EDF envisage de disposer une nouvelle source de refroidissement par des soufflantes supplémentaires, dites auxiliaires de sécurité. Pour assurer le contrôle de la réactivité du cœur, c'est-à-dire pour arrêter la réaction en chaîne, deux solutions sont envisagées : soit disposer les empilements graphites dans des corsets pour limiter les déplacements et assurer la chute des barres de contrôle, soit prévoir un dispositif d'introduction de poisons à neutrons (des billes de bore par exemple) pour étouffer la réaction en chaîne. La première solution apparaît préférable à EDF, car elle permet de remplir l'objectif B et que l'autre solution conduirait à effectuer des études neutroniques importantes. Ainsi, pour les parties en génie civil, qui forme la structure de l'installation, il importe d'assurer un bon comportement ainsi qu'une bonne résistance en cas de séisme ; alors que pour les matériels, l'essentiel est d'assurer leur fonction, ce qui autorise soit le

renforcement des composants existants, soit la mise en place de dispositifs supplémentaires, postulant leur défaillance probable.

EDF conclut son étude en précisant que le caisson de Saint-Laurent peut être reconduit sur le site de Fessenheim dans des conditions de sûreté suffisantes face au risque sismique moyennant certaines des modifications importantes de la conception : «

- *Tout d'abord, remplacer les fondations sur mur panneaux par une fondation sur radier rigide suffisamment grand et doubler la couche de néoprène (50 mm) ;*
- *Ensuite, assurer le bon comportement du supportage de jupe ainsi que l'intégrité de l'échangeur par l'une des solutions envisagées (butées à fourches ou encastrement dans la dalle) ;*
- *Enfin, assurer les fonctions de sûreté essentielles avec le dispositif à corset pour le contrôle de la réactivité et l'adjonction d'une soufflante auxiliaire de sécurité pour l'évacuation de puissance »<sup>210</sup>*

Ainsi, l'analyse via le code de calcul Amplimax conduit à considérer des incidences importantes sur la conception du caisson Saint-Laurent pour un séisme d'intensité VII. Améliorer la résistance de la conception pour ce niveau d'intensité nécessite de nombreuses modifications, qui touchent aussi bien aux fondations de l'installation qu'au dimensionnement des structures internes et même au schéma général de conception avec l'ajout de dispositifs de sécurité supplémentaires.

L'utilisation du programme Amplimax a considérablement amélioré la résolution de la chaîne de transformations entre séisme et centrale. Il a en particulier permis de spécifier cette équivalence au niveau des individus techniques. Dans le même temps, les nouveaux résultats conduisent à remettre très nettement en cause la robustesse du projet tel qu'il est et d'effectuer de nombreux travaux de renforcement pour le rendre à nouveau robuste. Avant de modifier la conception du réacteur et au vu de la nouveauté d'Amplimax, les ingénieurs d'EDF entendent tester la validité des résultats. Ces résultats leur paraissent, en effet, très pessimistes aux regards des dégâts correspondant d'ordinaire au niveau d'intensité macrosismique retenue. En suivant les différentes échelles d'intensité sismique, l'intensité VII correspond à l'observation de dégâts légers<sup>211</sup> sur des bâtiments sensibles ou mal construits, ce qui est en décalage avec les résultats d'Amplimax pour un bâtiment massif, sur des fondations profondes et posées sur une couche de néoprène. Une des explications possibles, déjà présente dans l'étude préliminaire d'EDF, se porte sur le mode de traitement du signal sismique : un traitement en régime sinusoïdal, dit aussi régime permanent qui postule une sollicitation sismique permanente n'est pas forcément représentatif du phénomène sismique dont l'impulsion est limitée en durée. Une deuxième explication soulevée par EDF tient à la possible non-pertinence de l'utilisation de l'accélérogramme d'El Centro pour caractériser une excitation sismique dans le contexte géologique du Haut-Rhin.

---

<sup>210</sup> EDF, REN n°1, Note VR 20 « Centrale de Fessenheim, 1re tranche - La sécurité du site, ses implications destructives et les dispositions constructives susceptibles d'y remédier dans différentes hypothèses », 2 décembre 1966, p. 15 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 3)

<sup>211</sup> Par exemple, l'intensité VII sur l'échelle Mercalli modifiée : « Maisons légèrement endommagées, lézardes dans les murs, chute de cheminée, écroulement de minarets, de mosquées ou d'églises mal construites ».

Dans le but d'éclaircir ces questionnements, les ingénieurs d'EDF, en particulier Claude Plichon<sup>212</sup>, ingénieur de la Région d'équipement nucléaire de Clamart, ont consulté Rothé sur « *la nature de « l'outillage » mathématique proposé [dans le code Amplimax], les données concernant le séisme et les données concernant le sol* »<sup>213</sup>. Si les aspects purement mathématiques du code ne sont pas du domaine d'expertise de Rothé, qui renvoie EDF vers M. Cagnard et M. Despeyroux, deux ingénieurs travaillant à la réglementation parasismique française, certains aspects comme le choix du signal sismique de référence et sa représentativité pour les conditions de sol de Fessenheim peuvent être éclairés de son expertise. En effet, Amplimax ne considère, comme seule donnée d'entrée, que l'accélérogramme du séisme d'El Centro du 18 mai 1940 qui est, selon les deux parties de la réunion, « *un des seuls que l'on ait enregistré* ». La problématique est de savoir si cet accélérogramme, une fois adapté en intensité (le diminuant de l'intensité VIII à l'intensité VII), représente avec réalisme la sismicité du site de Fessenheim ainsi que la structure et la composition du sol. Bien que Rothé n'apporte pas de réponse définitive à cette question, il précise que la bande de fréquence à attendre sur le site de Fessenheim oscille entre 1 Hz et 5 Hz, celle de 1 Hz étant la plus dangereuse. EDF préconise une réponse prudente à l'épineuse question de la transposabilité des répartitions spectrales de différents séismes en concluant qu'il est « *sage de prendre le spectre du séisme d'El Centro adapté à l'intensité sismique du site de Fessenheim en se prémunissant plus particulièrement contre les mouvements du sol dont la période est comprise entre 0,2 et 2 secondes [soit entre 0,5 Hz et 5 Hz]* »<sup>214</sup>. En l'absence de réponse déterminante, les ingénieurs d'EDF informent Rothé que des essais sont prévus sur le réacteur de Saint-Laurent des Eaux pour contribuer à répondre à ces interrogations.

Pour tester expérimentalement le code Amplimax, EDF a en effet mandaté l'Institut de Physique du Globe de Paris cette fois-ci, pour mener une série d'essais de vérification du comportement de la structure de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux, dont la construction vient de s'achever, en présence d'ondes provoquées artificiellement<sup>215</sup>. En fonction des résultats obtenus, EDF envisage de reconduire de tels essais sur le site de Fessenheim et demanderait alors à Rothé d'assurer la partie instrumentale de ces expériences<sup>216</sup>.

Le principe de ces essais est, d'après EDF, de « *soumettre l'ouvrage à des ébranlements de faible amplitude et à enregistrer, en des points judicieusement choisis, les divers mouvements*

---

<sup>212</sup> Claude Plichon est diplômé de l'Institut de Polytechnique de Grenoble en 1959. Il entre à la région d'équipement de Clamart d'EDF en 1962. Il intègre par la suite le Service des études et projets thermiques et nucléaires (SEPTEN) à sa création en 1968, service qu'il ne quittera qu'en 1992 pour prendre sa retraite. Il est un des personnages phare de l'instauration de la robustesse parasismique des installations nucléaires en France. En particulier, il a contribué à la simulation du comportement des réacteurs sous sollicitation sismiques au tournant des années 1970.

<sup>213</sup> Compte-rendu de réunion entre EDF/REN 1 et l'IPG du 24 novembre 1966, p. 2 (Fonds d'Archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°216284).

<sup>214</sup> Ibid., p. 3.

<sup>215</sup> Compte-rendu de réunion EDF/REN N°1 et IPGp du 17 novembre 1966 dont l'objet est de « *procéder à un échange de vues en ce qui concerne les essais sismiques à réaliser sur le réacteur EDF 4* », p. 2 (Fonds d'Archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°216284)

<sup>216</sup> Ibid., p. 4.

correspondants »<sup>217</sup>. Concrètement, ces expérimentations sont réalisées sur la base de la détonation d'explosif à une distance et une profondeur suffisante pour simuler un mouvement sismique. La difficulté étant de reproduire la gamme de fréquences pertinentes, entre 0,5 Hz et 5 Hz, alors que généralement la gamme de fréquences de ce type d'explosion se situe vers 20 - 25 Hz, ainsi que de disposer les appareils de mesure au bon endroit de l'installation. Une autre contrainte vient du temps nécessaire pour effectuer le dépouillement de tous les enregistrements et leur traitement, qui nécessite de distinguer le bruit de fond de la sollicitation. La campagne d'essais a été réalisée entre décembre 1966 et avril 1967, sous la direction de Yvonne Labrouste de l'IPG de Paris et a nécessité la collaboration de l'Association française de séismologie expérimentale ainsi que de la Compagnie générale de géophysique<sup>218</sup>.

En dépit des incertitudes mises en avant, notamment par les résultats très pessimistes de la simulation Amplimax, le développement d'un tel code a nourri de grands espoirs à EDF, en particulier dans la perspective de justification de la démonstration de sûreté :

*« Cette étude [...] apporte notamment un moyen mathématique nouveau pour aborder le problème compte tenu de l'interaction sol-édifice [on dirait sol-structure maintenant]. Il est certain que, si la validité tant des hypothèses que des conclusions peut recevoir la sanction de l'expérience, ce document peut prendre un très grand intérêt. En particulier, en l'absence de règlements officiels permettant de préciser la tenue des constructions exceptionnelles aux séismes, EDF aurait la possibilité de justifier la sécurité de ses ouvrages par l'application de cette méthode »<sup>219</sup>*

Ainsi, les ingénieurs d'EDF envisagent la simulation non seulement comme un outil d'optimisation du dimensionnement, mais également comme un outil de démonstration de la robustesse parasismique de ses installations en apportant une démonstration.

A la fin de l'année 1967, pour des raisons tant budgétaires qu'économiques, la réalisation de Fessenheim est décalée à l'année suivante. Les études concernant le projet Fessenheim aboutissaient « à un coût de 3,1 c/kWh légèrement supérieur à celui prévu [...] compte tenu de la tendance à la baisse du prix du fioul » et dans ces conditions, la centrale de Fessenheim risque « de ne pas être compétitive avec les centrales thermiques conventionnelles utilisant le fioul comme combustible ». Ainsi, pour justifier la réalisation du projet, « il fallait encore réduire les coûts »<sup>220</sup>. Cette injonction à baisser encore les coûts de construction du projet a incité EDF à mener

---

<sup>217</sup> EDF/REN 1 « Centrale de Fessenheim - Note de synthèse sur la protection des centrales contre les séismes », 6 mai 1968, p. 4. (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n°5)

<sup>218</sup> EDF/REN 1 « Centrale de Fessenheim - Note de synthèse sur la protection des centrales contre les séismes », 6 mai 1968, p. 5 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n°5)

<sup>219</sup> EDF, REN n°1, Note VR 20 « Centrale de Fessenheim, 1re tranche - La sécurité du site, ses implications destructives et les dispositions constructives susceptibles d'y remédier dans différentes hypothèses », 2 décembre 1966, p. 3 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n° 3)

<sup>220</sup> Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France », Vol. 1 : Association pour l'histoire de l'électricité en France, p.106

une nouvelle étude pour réduire le coût très élevé des modifications imposées par les résultats de l'étude utilisant le code Amplimax.

Les résultats des essais expérimentaux sur le réacteur Saint-Laurent ont conduit Plichon, ingénieur à la Région d'équipement de Clamart d'EDF, à développer un nouveau code de calcul<sup>221</sup>, permettant, d'une part, d'interpréter les résultats obtenus expérimentalement et, d'autre part, de prédire le comportement d'un tel réacteur avec un signal sismique transitoire, jugé plus réaliste<sup>222</sup>. Ce code a pris le nom de Transésisme, contraction de « transitoire-sésisme ». Ce code propose de nombreuses modifications par rapport à Amplimax. Tout d'abord, une nouvelle modélisation du caisson du réacteur a été effectuée en supposant que le bâtiment soit représenté par un système de corps rigides reliés entre eux par des ressorts et des amortisseurs visqueux et qu'un ou plusieurs de ces corps soient attachés à une base produisant l'excitation. Le caisson est représenté par huit liaisons entre neuf corps, ce qui affine le modèle Amplimax qui n'en comptait que cinq. Enfin, les valeurs de rigidité et d'amortissement des différents corps ont été précisées grâce à l'étude expérimentale menée par Yvonne Labrouste de l'Institut de physique du globe de Paris sur le réacteur de Saint-Laurent.

Par ailleurs, avec le code Transésisme il est possible de ne pas se contenter de baser les calculs sur le simple enregistrement du séisme d'El Centro, dont EDF postule qu'il n'est « *peut-être pas suffisant en particulier si les sols des deux sites [Fessenheim et le lieu d'enregistrement du séisme d'El Centro] sont très différents* »<sup>223</sup>, mais utilise une collection de sept accélérogrammes de 4 séismes californiens. De plus, ce n'est pas un modèle simplifié de l'onde sismique comme une onde harmonique qui est utilisée, mais, à l'inverse, le mouvement sismique est considéré comme une onde transitoire, qui varie dans le temps et qui a une durée limitée. En utilisant une nouvelle méthode développée par l'ingénieur américain Georges Housner<sup>224</sup>, Plichon construit des spectres dits *enveloppes* minimaux, maximaux et moyens des mouvements du sol en fonction de la fréquence. En particulier il utilise 8 accélérogrammes de 5 séismes californiens qu'il juge représentatifs de la variabilité du phénomène sismique<sup>225</sup>. La modélisation du phénomène sismique dans le programme Transésisme permet ainsi de définir des spectres moyens, maximaux et minimaux relatant les différents mouvements du sol pour un séisme d'intensité donnée. Enfin, le code Transésisme utilise une analyse modale spectrale qui tient compte des différents modes de vibration de la

---

<sup>221</sup> Plichon (1970), "Dynamic analysis of nuclear power plant behavior to seismic excitation", *Nuclear engineering and design*, Issues 12, Vol.1, p. 55-68.

<sup>222</sup> CEA GTSP, « Note de synthèse sur les études sismologiques et parasismiques en génie nucléaire », 26 janvier 1968, p. 8 (Fonds d'Archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°216284).

<sup>223</sup> EDF, REN n°1, Note VR 20 « Centrale de Fessenheim, 1<sup>re</sup> tranche - La sécurité du site, ses implications destructives et les dispositions constructives susceptibles d'y remédier dans différentes hypothèses », 2 décembre 1966, p. 4.

<sup>224</sup> G. W. Housner and P. C. Jennings, "Generation of Artificial Earthquakes," *ASCE, Journal of the Engineering Mechanics Division*, Vol. 90, No. 1, 1964, p. 113-150.

<sup>225</sup> Il y a en effet des séismes puissants dont l'épicentre est profond et enregistré relativement loin ainsi que des séismes plus faibles, mais plus superficiels et enregistré proche de la zone d'épicentre (source : Plichon (1970), "Dynamic analysis of nuclear power plant behavior to seismic excitation", *Nuclear engineering and design*, Issues 12, Vol.1.)

structure et considère également que les différents éléments peuvent se mouvoir dans plusieurs directions. Le programme Transéisme permet en définitive de déterminer le déplacement relatif de certains points caractéristiques de la structure et les efforts correspondants, mais cette fois-ci sous « l'action d'une impulsion sismique quelconque de durée quelconque »<sup>226</sup>.

Pour construire les spectres d'oscillateur, Plichon étalonne les différents accélérogrammes pris dans la littérature à la même intensité sismique. Pour cela, il suit la méthode Neumann déjà utilisée dans le code Amplimax pour le seul accélérogramme d'El Centro. Cette valeur d'étalonnage est prise égale à 10 cm.s<sup>-1</sup> pour la vitesse et 0,1 g pour l'accélération pour l'intensité VII. Pour faire valider ces postulats, EDF a fait appel à l'expertise d'un expert américain, l'ingénieur mécanicien de l'université de Caltech en Californie, Donald Hudson. Il fut consulté pour évaluer la modélisation du spectre de réponse du code Transéisme auxquels il donne son approbation. Par la suite EDF fait confirmer en retour l'avis de Hudson par Rothé, lors d'une réunion avec EDF de mai 1967 :

*« Monsieur Rothé maintient sa position qui est voisine de celle de Monsieur Hudson, et il se déclare tout à fait d'accord avec ce dernier pour prendre une accélération maximale de 0,1g et une vitesse maximale de 10 cm/s, l'échelle Mercalli modifiée utilisée aux USA ayant les mêmes graduations quant aux conséquences du séisme sur les constructions »*<sup>227</sup>

Une fois les choix de conception de l'outil de simulation confirmés par des jugements d'expert, français et américain, EDF entreprend d'effectuer une analyse plus détaillée en utilisant le code Transéisme. Les débuts de la réalisation du réacteur devenant pressant, les ingénieurs d'EDF ont organisé une série de réunions pour décider quel code utiliser pour la conception du réacteur UNGG à Fessenheim.

#### **2.1.2.2. Le facteur économique dans les interstices de l'individualisation**

En avril 1968, lors du lancement du chantier de construction de Fessenheim, sont réunis les représentants de la Société pour l'industrie atomique (SOCIA)<sup>228</sup> (pressentie pour être le constructeur de la chaudière nucléaire), monsieur Payan (un des développeurs à la SFAC d'Amplimax), ainsi que certains experts d'EDF, dont Plichon. L'objectif est de déterminer quel(s) code(s) employer pour arrêter les plans définitifs de de Fessenheim ainsi que de déterminer rapidement les choix de conception, mis en avant dans l'étude préliminaire, relatifs au dimensionnement du radier et à l'épaisseur du néoprène. La rencontre vise donc

---

<sup>226</sup> EDF/REN 1 « Centrale de Fessenheim - Note de synthèse sur la protection des centrales contre les séismes », 6 mai 1968, p. 4 (Fonds d'archive Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n°5).

<sup>227</sup> EDF/REN N°1 « Compte-rendu de réunion du 18 mai 1967 à l'Institut de Physique du Globe de STRASBOURG », 1<sup>er</sup> juin 1967, p. 2 (Fonds d'archive Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n°3).

<sup>228</sup> La SOCIA est issue du regroupement d'Indatom et de Schneider, dont SFAC est une des compagnies. Il s'agit donc des concurrents historiques de GAAA. Après l'arrêt de la filière UNGG, une partie de SOCIA a été démantelée et l'autre partie a été intégrée à Framatome.

à confronter les méthodes et résultats des deux codes de calculs, Amplimax et Transéisme, et à vérifier l'hypothèse d'EDF selon laquelle la différence de résultats entre les codes Amplimax et Transéisme serait due à l'effet majorant de la prise en compte du sol dans ce type de code. La comparaison a été effectuée pour les excitations verticales et horizontales en faisant varier deux paramètres : le signal sismique d'entrée et avec ou sans la prise en compte du sol. Les résultats ont été discutés lors de 3 réunions qui se sont tenu le 1er, 2 et 4 avril 1968. Avec le code Transéisme, il n'est pas *a priori* pris en compte le sol dans le calcul d'excitation sismique, mais pour pouvoir effectuer la comparaison avec Amplimax et pouvoir juger de l'influence du sol, une « *suspension équivalente au sol et constituée par un ressort et un amortisseur* »<sup>229</sup> a servi de simplification de l'effet du sol sur le signal sismique et les résultats ont été vérifiés pour correspondre à l'effet de la prise en compte du sol plus complexe du code Amplimax.

Pour l'excitation verticale, jugée comme moins problématique, la comparaison des deux codes avec le signal sismique d'entrée du programme Amplimax donne des résultats pratiquement équivalents. La prise en compte du sol dans le code Transéisme améliore le comportement de la centrale de moitié, ce qui a été un résultat inattendu<sup>230</sup>, alors qu'il le dégrade dans le code Amplimax. Avec le signal sismique Transéisme, avec ou sans la prise en compte de l'effet du sol, les résultats, en termes de déformation (millimètres) et d'effort (tonnes), diffèrent d'un facteur 1,5, les résultats d'Amplimax étant les plus élevés<sup>231</sup>.

Par ailleurs, la prise en compte du sol change l'amortissement et les fréquences propres des différents niveaux de la centrale (caisson, échangeur, bloc-réacteur ; une différenciation entre le centre de gravité et le sommet du bloc-réacteur a été effectuée avec la prise en compte du sol). Ces variations n'impactent que peu les résultats de Transéisme alors que le code Amplimax y est sensible. Cela est expliqué par l'ingénieur de la SFAC par la prise en compte des coefficients reliant les différentes fréquences entre elles. Le traitement du signal sismique dans le code Amplimax postule des coefficients multiplicateurs uniformes reliant les fréquences entre elles sur la base du spectre de Fourier construit à partir de l'accélérogramme d'El Centro (*cf.* Annexe 3). Dans le code Transéisme, les différentes fréquences ne sont pas reliées entre elles par des coefficients, les valeurs de déplacement sont exprimées en valeurs absolues obtenues à partir de la moyenne des observations sur les 7 accélérogrammes utilisés (sans celui du séisme de Gardanne). Le paramétrage du code Transéisme intègre déjà une certaine variabilité du sol par la compilation de plusieurs accélérogrammes et est donc moins sensible à l'influence du seul paramètre du sol.

Pour étudier l'excitation horizontale, deux simplifications concernant les paramètres de la jupe ont été rendues nécessaires par « *l'urgence du choix de la dimension du radier et du*

---

<sup>229</sup> EDF/REN N°1, « Compte-rendu de réunion du 1,2 et 4 avril 1968 – Centrale de Fessenheim : séisme, comparaison des méthodes de calculs avec et sans sol », 25 avril 1968, p. 3 (Fonds d'Archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°216284).

<sup>230</sup> *Ibid.*, p.5

<sup>231</sup> Il est à noter que les excitations verticales ont été prises comme équivalentes à 2/3 des excitations horizontales comme préconisées dans l'article de Georges Housner de 1964. Concrètement, les spectres ont été normalisés à la vitesse 6 cm.s<sup>-1</sup> ce qui équivaut à une intensité 6 dans le système d'équivalence de Franck Neumann.

*néoprène* »<sup>232</sup>. La première simplification porte sur la non-prise en compte de la rotation de la jupe dans la modélisation et la seconde postule qu'il n'y a pas de déformation horizontale de la jupe alors que dans les deux cas « *il y en a une* ». Ces simplifications sont acceptées dans la mesure où elles « *influencent assez peu la déformation du néoprène et la rotation du radier* » qui sont les deux choix de conception devant être statué en urgence.

En utilisant le même signal sismique d'entrée, les résultats des deux codes sont pratiquement identiques (moins de 8 % de différence). Par contre, avec la comparaison des deux codes avec leur propre signal sismique, avec ou sans la prise en compte du sol, les résultats donnés par Amplimax sont 10 fois supérieurs à ceux de Transéisme. Les résultats sont détaillés dans le tableau suivant :

---

<sup>232</sup> Ibid., p. 7.



Tableau 7 : Comparaison des excitations horizontales avec et sans prise en compte du sol pour le code Transésisme et Amplimax (source : EDF/REN N°1, « Compte-rendu de réunion du 1,2 et 4 avril 1968 – Centrale de Fessenheim : séisme, comparaison des méthodes de calculs avec et sans sol », 25 avril 1968, p. 7)

Paramètres	Transésisme		Amplimax			
	Sans sol	Avec sol	Sans sol	per	Avec sol	per
cisaillement néoprène effort	1,06 cm 5 300 T	1,12 cm 5 600 T	11,5 cm 57 500 T	0,94	13,2 cm 66 000 T	0,84
rotation caisson relative couple	$2 \cdot 10^{-4}$ $174 \cdot 10^3 \text{ Tm}$	$2 \cdot 10^{-4}$ $174 \cdot 10^3 \text{ Tm}$	$2,07 \cdot 10^{-3}$ $177 \cdot 10^4 \text{ Tm}$	0,84	$2,43 \cdot 10^{-3}$ $200 \cdot 10^4 \text{ Tm}$	0,84
cisaillement jupe effort	6,97 mm 1 548 T	6,4 mm 1 422 T	7,76 cm 16 200 T	0,52	5,7 cm 12 000 T	0,84
rotation jupe couple	$7,69 \cdot 10^{-4}$ $3,34 \cdot 10^4 \text{ Tm}$	$6,97 \cdot 10^{-4}$ $3 \cdot 10^4 \text{ Tm}$	$9,36 \cdot 10^{-3}$ $40 \cdot 10^4 \text{ Tm}$	0,52	$6,55 \cdot 10^{-3}$ $28,3 \cdot 10^4 \text{ Tm}$	0,94
flexion corset virole effort aux 5/6 h	0,69 mm 381 T	0,633 mm 348 T	1 cm 5 500 T	0,52	6 mm 3 350 T	0,94
flexion poteaux échangeurs effort	4,47 cm 25 T	4,84 cm 27 T	52 cm 300 T	5	52 cm 300 T	5
flexion mur tables effort	6,64 mm 530 T	6,5 mm 520 T	5,46 cm 4 350 T		4,42 cm 3 350 T	
distance empilement caisson	2,95 cm	2,75 cm	<del>          </del>		<del>          </del>	
accélération empilement	0,27 g	0,25 g	<del>          </del>		<del>          </del>	
accélération dalle	0,20 g	0,22 g	<del>          </del>		<del>          </del>	
rotation radier	0	$1,09 \cdot 10^{-4}$	<del>          </del>		<del>          </del>	
distance table caisson	<del>          </del>	1,5 cm	<del>          </del>		<del>          </del>	

Ce tableau met en avant le fait que les déformations et efforts donnés par Amplimax sont d'un ordre de grandeur supérieur (facteur 10) à ceux donnés par Transésisme pour tous les paramètres. Par ailleurs, le code Transésisme permet d'obtenir des informations supplémentaires notamment sur les niveaux d'accélération attendus sur la dalle du caisson et au niveau de l'empilement, c'est-à-dire au sommet du réacteur nucléaire. La prise en compte du sol dans les calculs n'a que peu d'effet. Dans le cas de Transésisme, l'influence maximale du sol est de 10 à 15 %, ce qui est inférieur à la dispersion entre les différents spectres de séismes normalisés, entre 20 et 25 %. De plus, les effets ne vont pas toujours dans le sens de la majoration et peuvent, dans la moitié des cas environ, amortir les mouvements sismiques. L'influence du sol dans le cas d'Amplimax est moins évidente que pour

l'accélération verticale. Elle peut avoir un effet majorant comme minorant, mais dans une proportion relativement faible.

Ainsi, les résultats de la comparaison des deux codes avec ou sans la prise en compte du sol et avec les deux signaux sismiques d'entrée sont sans équivoque : c'est la modélisation du signal sismique qui a le plus d'influence sur le résultat final, alors que les résultats sont relativement similaires avec ou sans la prise en compte du sol et avec le signal sismique d'entrée d'Amplimax. Par contre la prise en compte du signal sismique d'entrée de Transéisme réduit les efforts et les contraintes d'un facteur dix. De plus, le code Amplimax apparaît comme très sensible à la valeur d'amortissement globale retenue, elle-même très variable en fonction de la modélisation du sol et de son interaction avec l'installation. À l'inverse le code Transéisme apparaît relativement stable à l'influence du sol et donc aux variations de l'amortissement. Cette sensibilité à l'amortissement du code Amplimax combiné à la représentation jugée plus réaliste du signal sismique dans Transéisme est l'argument principal avancé par EDF pour favoriser l'utilisation du deuxième code aux dépens du premier<sup>233</sup>.

La conséquence directe de l'utilisation du code Transéisme est que la conception d'origine de Saint-Laurent est « *très largement acceptable* » en l'état et ne nécessite, contrairement à ce que laissait présager l'étude préliminaire de 1966, aucune modification de conception du radier pour son implantation sur le site de Fessenheim. Dans un article de 1970 paru à la revue *Nuclear Engineering and Design*, Plichon concluait même que :

*“this plant [Saint-Laurent-des-Eaux] could continue to work if an earthquake intensity of Mercalli VI occurred, that it could hold up well under Mercalli VII and that some small arrangements would permit it to withstand an intensity up to Mercalli VIII”*<sup>234</sup>

En conséquence, l'application, du code Transéisme laisse entrevoir des économies substantielles. D'après les résultats fournis par le code, le réacteur tel que conçu à Saint-Laurent pourrait continuer de fonctionner en cas de survenu d'un séisme d'intensité VI, pourrait résister et redémarrer après un séisme d'intensité VII et pourrait même être redémarré après une intensité VIII moyennant certaines réparations.

De ce fait, le doublement de l'épaisseur de la couche néoprène paraît désormais aux ingénieurs de la Région d'Équipement de Clamart très conservatrice et il apparaîtrait même souhaitable de la réduire au strict nécessaire, autour de 16mm. La seule précaution de conception qui demeure est de s'assurer la rigidité du supportage de la jupe pour qu'elle soit solidaire du caisson en cas de séisme et assurent l'alignement du bloc de graphite, des tubes guides et des barres de contrôle.

---

<sup>233</sup> EDF/REN N°1, « Compte-rendu de réunion du 1,2 et 4 avril 1968 – Centrale de Fessenheim : séisme, comparaison des méthodes de calculs avec et sans sol », 25 avril 1968, p. 8 (Fonds d'Archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°216284).

<sup>234</sup> Plichon (1970), “Dynamic analysis of nuclear power plant behavior to seismic excitation”, *Nuclear engineering and design*, Issues 12, Vol.1, p.64.

En conclusion des 3 réunions, il semble aux parties prenantes qu'avec l'utilisation d'Amplimax, l'intensité sismique VII est « *une véritable catastrophe* », ce qui correspondrait plus à la description de l'intensité X dans l'échelle Mercalli modifiée, l'intensité VII étant normalement caractérisée par des « *dégâts légers* ». Selon les auteurs du rapport, le facteur 10 séparant les résultats des deux codes est « *à peu près le même que celui des effets entre les intensités 10 [X] et 7 [VII]* ». Cela se confirme selon eux par le fait que dans les autres codes de calcul utilisés à l'international, notamment le code développé par l'*American Society of Mechanical Engineering* qui est le plus usité à l'époque (Trifunac, 2009), le degré VII « *ne nécessite en général que peu ou pas d'aménagements [...] ce qui devrait être aussi le cas pour une construction du type de la chaudière de Fessenheim* ». La conclusion du compte-rendu, avec l'accord de toutes les parties prenantes, est de considérer Transésisme « *comme seul outil de calcul ; la prise en compte d'un sol simplifié ou non n'est pas encore tranché, mais apparaît d'importance secondaire* »<sup>235</sup>.

Quelques semaines plus tard, EDF rédige une note de synthèse de la prise en compte de la problématique sismique pour le projet de réacteur de Fessenheim en implémentant les résultats des différentes études depuis l'étude préliminaire de GAAA.

La sismicité du site reprend les données précédemment utilisées, issues de l'étude de Rothé, à savoir :

« *Suivant les indications de Monsieur le Professeur ROTHE de l'Institut de Physique du globe de Strasbourg, nous adoptons les hypothèses suivantes :*

- *Intensité maximum probable : degré 7 dans l'échelle Mercalli modifiée,*
- *Probabilité correspondante au degré 7 : 1 à 2 fois tous les 100 ans,*
- *Probabilité de séisme de degré 6 : 5 à 6 fois tous les 100 ans »*<sup>236</sup>

Il est à noter un petit décalage sémantique par rapport aux premières versions. Bien que les niveaux de références n'aient pas changé depuis 1965, le sens derrière « *l'intensité maximum probable* » à, lui, évolué. À l'origine, dans les règles de protection parasismique conventionnelles utilisées pour la conception des premiers réacteurs nucléaires, il s'agissait du niveau d'intensité le plus fort recensé dans le dernier demi-siècle. Désormais, la définition de l'intensité maximum probable est issue de l'étude de la sismicité instrumentale et historique et correspond alors au plus fort séisme dont on a des traces aujourd'hui. Sa probabilité d'apparition dans le siècle à venir est déduite indépendamment et est fonction, quant à elle, de la récurrence propre de ce type de scénario.

Par ailleurs il est fait mention dans la note de synthèse d'une étude de faille menée par Rothé, Hiller et Schneider sur le Fossé Rhénan qui, *via* l'étude cartographique des épïcêtres

---

<sup>235</sup> EDF/REN N°1, « Compte-rendu de réunion du 1,2 et 4 avril 1968 – Centrale de Fessenheim : séisme, comparaison des méthodes de calculs avec et sans sol », 25 avril 1968, p. 9 (Fonds d'Archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°216284).

<sup>236</sup> EDF/REN 1 « Centrale de Fessenheim – Note de synthèse sur la protection des centrales contre les séismes », 6 mai 1968, p. 2 (Fonds d'archive Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n°5)

ressentis dans la région, a précisé l'emplacement des failles<sup>237</sup>. Cette étude a conduit EDF à considérer toute la plaine d'Alsace comme une zone d'intensité sismique de degré VII alors qu'auparavant, sur la seule base de la sismicité passée, elle était divisée en deux zones (d'intensité VI et VII). Il s'agit de la première étude sismotectonique utilisée pour déterminer la zone de sismicité à laquelle appartient un site nucléaire. Le découpage en province sismotectonique permet de déterminer des zones de sismicité homogène et de postuler que des séismes analogues aux séismes anciens puissent survenir sur toute la zone plutôt qu'à la seule proximité de l'épicentre connu. Plus tard, cette méthode va être généralisée et est utilisée, encore aujourd'hui, pour l'évaluation de l'aléa sismique de tous les sites nucléaires.

Par la suite, EDF reprend les résultats de la comparaison entre les codes et conclut que :

*« On constate que les résultats ci-dessus obtenus à partir de Transéisme correspondent à peu près à la définition qualitative de l'intensité Mercalli VII alors que les résultats d'Amplimax feraient plutôt penser au degré X. Nous voyons là un premier critère de validité de Transéisme. À titre de vérification complémentaire, nous étudions la possibilité de retrouver avec ce programme appliqué à un bâtiment classique, les effets définis qualitativement dans l'échelle Mercalli »<sup>238</sup>*

Ainsi, la validité du code Transéisme aux dépens du code Amplimax se fait par la vraisemblance du premier au regard des échelles d'intensité macrosismique. Pour pousser plus loin cette justification de validité, EDF envisage de relier plus encore le code Transéisme aux échelles qualitatives en testant les résultats du code sur une installation conventionnelle. Enfin, la note de synthèse d'EDF termine par la définition de critères de sécurité, qui sont la nouvelle appellation des objectifs de sûreté : «

*Les critères de sécurité retenus pour la Centrale de FESSENHEIM tranches 1 et 2 sont les suivants ; ils découlent essentiellement des probabilités définies par Monsieur le Professeur ROTHE.*

*Intensité VI*

*La centrale ne doit subir que peu de dégâts et doit pouvoir être remise en marche rapidement.*

*Intensité VII*

*On doit être assuré que les produits de fission restent confinés dans les gaines des éléments combustibles, ce qui impose donc :*

- *D'assurer la chute des barres de contrôle,*
- *D'assurer le refroidissement (maintien du soufflage et conservation de l'étanchéité du caisson le temps nécessaire)*

*On conservera la centrale en état de fonctionnement si cela ne nécessite qu'un supplément d'investissement raisonnable.*

*Intensité VIII*

---

<sup>237</sup> Voir, Rothé, Hiller et Schneider, « La sismicité du Fossé Rhénan », Annales de l'Institut de physique du globe de Strasbourg, Tome VIII, 3<sup>e</sup> partie : géophysique, 1967, p. 10-17.

<sup>238</sup> EDF/REN 1 « Centrale de Fessenheim - Note de synthèse sur la protection des centrales contre les séismes », 6 mai 1968, p. 6 (Fonds d'archive Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n°5)

*Bien que cette intensité ne puisse se manifester, on s'efforcera de prévoir avec réalisme ce qui pourrait arriver pour les matériels principaux »<sup>239</sup>*

Dans la précédente étude EDF, qui utilisait les résultats du programme Amplimax, la récupérabilité de l'outil industriel était voulue pour une intensité VII étant donné l'ampleur des investissements qui étaient demandés pour assurer la protection de la population pour ce niveau sismique. Avec les résultats de Transésisme, les investissements à réaliser pour protéger la centrale contre l'aléa sismique sont moindres, voire nuls par rapport à la conception EDF 4 et ainsi la récupérabilité est demandée pour une intensité VI et éventuellement VII si cela « ne nécessite qu'un supplément d'investissement raisonnable »<sup>240</sup>. Par ailleurs, pour ce niveau et dans le but de garantir le confinement des matières radioactives, deux fonctions doivent être assurées : la chute des barres de contrôle devant arrêter la réaction en chaîne et le refroidissement du cœur. Un point original apparaît avec l'ambition, pour la première fois, de postuler un évènement d'ampleur supérieure à ce que l'évaluation de l'aléa peut donner, ici d'intensité VIII, et cela « bien que cette intensité ne puisse se manifester ». L'idée d'étudier les conséquences d'un évènement dont l'ampleur dépasse ce que les méthodes d'investigation classiques permettent de déterminer est une préoccupation qui aura une place importante dans la suite de l'histoire.

Dans cet épisode, EDF sépare momentanément les aspects liés à la concrétisation de l'objet technique qui transcende le projet de Fessenheim pour y intégrer des contingences économiques. Le développement des deux codes de calculs, Amplimax et Transésisme, a permis d'améliorer la cohérence externe des réacteurs nucléaires de la filière UNGG avec le phénomène sismique. De plus, ces codes ont permis d'identifier les limites de robustesse des frontières entre milieu technique et milieu géographique. Toutefois, leurs résultats diffèrent assez notablement du fait de postulats scientifiques différents, liés notamment à la représentation de la sollicitation sismique. Pour l'un, la robustesse du réacteur est acquise jusqu'à une intensité sismique VII voire VIII MSK tandis que pour l'autre, les premiers problèmes adviennent au niveau VI. Face à cette incertitude, EDF entend utiliser le code le plus optimiste, qui est selon eux également le plus réaliste, pour minimiser les investissements nécessaires au renforcement de l'installation ; limitant de ce fait le processus d'individualisation au profit de la construction immédiate la plus économique. Nonobstant cette décision, ils envisagent, notamment dans le cadre de projets ultérieurs, de reprendre ce processus d'individualisation à des niveaux sismiques plus élevés.

À la fin de 1968, le projet Fessenheim est une nouvelle fois repoussé à l'année suivante. En 1969, suite à ce qui a été appelé la « guerre des filières », la technologie française UNGG est abandonnée au profit d'une technologie américaine de réacteur à eau légère, fonctionnant avec de l'uranium enrichi et modéré à l'eau, jugée plus rentable et mieux éprouvée. Le site

---

<sup>239</sup> Ibid., p. 7-8

<sup>240</sup> Ibid.

de Fessenheim est conservé, notamment pour pouvoir bénéficier de toutes les études de sites déjà effectuées, pour accueillir le premier Réacteur à eau pressurisée (REP) français.

## **2.2. Dupliquer et répliquer les centrales nucléaires américaines**

Entre 1969 et 1974, l'industrie nucléaire française vit deux évolutions majeures : l'acquisition d'une technologie étrangère de réacteur nucléaire et le lancement d'un programme massif de construction de centrales nucléaires pour la production d'électricité. Dans la deuxième section du chapitre, il est question de voir comment ces deux évolutions ont impacté le processus d'instauration de la robustesse parasismique en France.

Le transfert technologique est l'occasion de tester et d'adapter la robustesse parasismique préexistante plus que d'en changer. Pour l'historien des technologies Thomas Hughes, un transfert technologique est toujours accompagné d'un travail important d'adaptation. C'est que le transfert de technologie, en particulier concernant des technologies émergentes, entre deux pays est un processus toujours délicat, qui nécessite de nombreux aménagements pour réussir (1987). L'attachement territorial et temporel est selon lui un trait indispensable à prendre en compte dans l'étude des technologies pour éviter le piège du réductionnisme selon lequel une technologie ne serait que le résultat d'une application des sciences et de l'économie. Il propose la notion de « style technologique » pour marquer le fait qu'une même technologie peut prendre des formes variées en fonction de son contexte d'implantation et/ou d'utilisation. Dans un premier point, c'est l'influence du transfert technologique sur la robustesse parasismique qui sera évoqué dans cette section, tandis qu'un second point sera dédié à sa mise en série. La standardisation des réacteurs nucléaires pour la mise en marche d'un programme massif de construction oblige à penser de façon générique la relation entre milieu technique et milieu géographique. L'incidence de la standardisation de l'objet technique est qu'elle fait naître une nouvelle forme de robustesse, qui est générique, désolidarisée d'un milieu particulier.

### **2.2.1. De Beaver Valley à Fessenheim : l'adaptation de la robustesse parasismique dans le transfert technologique**

En 1969, le gouvernement français décide l'abandon de la filière française de réacteurs fonctionnant à l'uranium naturel et refroidis au gaz carbonique au profit de la filière américaine de réacteur utilisant de l'uranium enrichi comme combustible et de l'eau naturelle comme modérateur et source de refroidissement. Ces réacteurs sont nommés

réacteurs à eau légère par opposition à l'eau lourde qui était utilisée comme modérateur pour générer la réaction en chaîne atomique dans les premiers réacteurs militaires (Weart, 1979). Cette décision résulte d'un long processus conflictuel qui oppose deux visions technopolitiques du nucléaire français, dans ce qui fut appelé par les acteurs de l'époque « la guerre des filières » (Hecht, 2009). Depuis 1965, une lutte entre les deux régimes technopolitiques oppose les tenants du développement des réacteurs à uranium naturel de technologie française, dont la rentabilité n'est pas atteinte, et les tenants du développement de la technologie américaine de réacteurs à uranium enrichi à la base de l'industrialisation de l'industrie nucléaire outre-Atlantique. La prévalence du premier régime sur le second a perduré jusqu'en 1968, malgré des rapports d'experts alarmants sur la non-compétitivité de la filière française<sup>241</sup> et la défection des Allemands du projet de construction de centrale à Fessenheim pour ces mêmes raisons. L'abandon de la filière française a été rendu effectif lors du conseil des ministres restreint du 13 novembre 1969 présidé par le nouveau Président de la République, Georges Pompidou.

Le changement de technologie allait de pair avec l'accélération du programme nucléaire civil français, la deuxième décision politique majeure de la période 1969-1974. Le Commissariat général au plan, l'organe de planification des politiques publiques, prévoyait pour le VIe Plan une accélération du rythme de construction de centrales nucléaires productrices d'électricité avec le lancement de six nouveaux réacteurs entre 1971 et 1975 :

*« La remise en cause en juillet 1968 des centrales uranium-naturel graphite-gaz de Fessenheim a arrêté de fait le programme nucléaire français. Cette remise en cause traduisait une volonté de réorganisation vers les centrales à eau ordinaire dont il était clair désormais qu'elles allaient dominer dans le monde. Le 13 novembre 1969, un Conseil Interministériel a décidé l'engagement de plusieurs centrales à uranium enrichi et eau ordinaire, dont une dès 1970. Le nombre de centrales à engager par la suite devait être précisé compte tenu des travaux de préparation du VIe Plan. Par la suite des recommandations, en date du 7 janvier 1970, de la Commission consultative pour la Production d'Électricité d'Origine nucléaire [Commission PÉON], prévoyaient l'engagement de 4 à 5 unités à eau ordinaire avant la fin du VIe Plan, une accélération éventuelle étant possible en fin de plan si la compétitivité était rapidement atteinte »<sup>242</sup>*

Suite à la guerre des filières et pour suivre la cadence imposée par le VIe Plan, il est décidé lors du conseil ministériel du 13 novembre 1969 que les deux premiers réacteurs nucléaires à eau légère seraient construits sur le site de Fessenheim à partir de 1970, suivi par quatre autres réacteurs l'année suivante sur le site de Bugey sur lequel vient de démarrer le dernier réacteur fonctionnant à l'uranium naturel. Ces deux sites ont été choisis, d'une part, parce qu'ils permettent d'établir des partenariats avec les pays frontaliers, respectivement l'Allemagne et la Suisse, pour faire supporter une partie du coût d'investissement par un apport extérieur – étant entendu que ces deux premières centrales auraient un coût plus élevé

---

<sup>241</sup> Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France », Vol. 2 : Association pour l'histoire de l'électricité en France, Annexe n°11.

<sup>242</sup> CEA, « VIe Plan-Production et distribution d'énergie », 7 juillet 1970, p 4-5, Fonds d'archives IRSN, boîte n°258293

étant donné leur aspect prototypique en France – d’autre part, parce que ces deux sites étant déjà nucléarisés, un gain de temps sur les études de sites pouvait être réalisé.

Manquant d’expérience dans le domaine des réacteurs à eau légère, la logique défendue par EDF est de copier aussi fidèlement que possible la centrale américaine de référence (Dänzer-Kantof & Torres, 2013, p. 220). Cette stratégie mise en place par EDF vise, selon un de ses cadres, « *les moindres risques et les meilleurs délais dans la réalisation au moindre coût d’une série d’unités* » et elle prévoit « *l’acquisition de licences d’ensembles pour les chaudières et l’adoption pour la première chaudière, d’une copie aussi exacte que possible d’une unité existante ou en cours de construction* »<sup>243</sup>. Le maître d’œuvre, en l’occurrence EDF assistée des conseils du CEA, devait, pour les réacteurs suivants, apprécier « *à quel moment la compétence du licencié deviendrait suffisante pour que celui-ci pût limiter les interventions du licencieur* »<sup>244</sup>. L’ambition, dès le départ, ne se limite pas au développement de moyens industriels de production d’électricité, mais bien à l’acquisition d’une technologie dont il faut maîtriser le plus rapidement possible tous les ressorts. Malgré cette volonté affichée par EDF, de nombreuses différences existent avec ce qu’elle nomme « centrale de référence », et cela pour trois raisons. Premièrement, la licence achetée à Westinghouse s’arrête à la chaudière nucléaire<sup>245</sup> ; ni les parties conventionnelles, ni le génie civil, ni même certains systèmes de sécurité ne sont compris dans la licence. De plus la licence ne détaille pas les modes de réalisation, mais simplement les critères à respecter. Deuxièmement, la filière à eau ordinaire, et plus particulièrement celle fonctionnant avec de l’eau pressurisée, n’était pas complètement inconnue en France. En 1958, l’électricien américain Westinghouse et le fabricant français Creusot-Loire, toutes deux filiales d’Empain-Schneider, ont créé la société franco-américaine de construction atomique (Framatome) pour développer en Europe la technologie des réacteurs à eau pressurisée. Ainsi, une première centrale franco-belge fut construite par Framatome et EDF sur le site de frontalier de Chooz. Cette centrale, appelée Chooz A, est exploitée par EDF depuis 1966. Une seconde tranche de la même licence fut construite à partir de 1969 sur le site belge de Tihange. Troisièmement, comme l’a montré l’historien des technologies Thomas Hughes, un transfert technologique est toujours accompagné d’un travail important d’adaptation.

---

<sup>243</sup> Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d’équipement nucléaire à Électricité de France », Vol. 1 : Association pour l’histoire de l’électricité en France, p.127

<sup>244</sup> Ibid.

<sup>245</sup> La chaudière nucléaire est définie par Framatome comme « *la partie de la centrale qui permet la production de vapeur pour alimenter les groupes turboalternateurs qui vont générer l’électricité. Cette « chaudière » contient le réacteur nucléaire proprement dit, où le combustible subit une réaction de fission qui libère une quantité considérable d’énergie. Agissant comme une courroie de transmission, le circuit primaire, en eau chaude pressurisée pour les réacteurs de type « REP », transporte cette chaleur jusqu’au générateur de vapeur qui alimente à son tour en vapeur le circuit secondaire pour faire tourner les turbines qui produisent l’électricité* »





Figure 9: Copyright BVPowerStation ; EDF Médiathèque / Marc Didier

En haut, la centrale nucléaire de Beaver Valley, en Pennsylvanie. En bas, celle de Fessenheim dans le Haut-Rhin. La seconde est une copie de la première, bien que ça ne soit pas visuellement frappant. Les deux tours aéroréfrigérantes, marqueur symbolique de ce type d'installation, ont disparu entre l'original et la copie. Les deux réacteurs sont bêchevetés en haut et alignés en bas. Les dômes des bâtiments réacteurs d'en haut sont aplanis en bas. Malgré la volonté politique et industrielle de copier et de copier aussi fidèlement que possible la centrale américaine, on pourrait continuer à lister les différences en parcourant un à un les couloirs des deux centrales, en étudiant les documents réglementaires et en observant le personnel y travaillant (Bourrier, 1998). Du point de vue de la robustesse parasismique, le transfert technologique est caractérisé moins par la copie de la démarche américaine que par l'adaptation de la démarche élaborée pour le projet Fessenheim UNGG pour répondre au

nouveau réacteur ainsi qu'aux normes américaines. Les pratiques, les connaissances et les concepts développés en Californie étaient déjà mobilisés en France dans la période précédente, entre 1960 et 1969. Toutefois, avec la décision du transfert de la technologie américaine, il ne s'agit plus de s'en inspirer librement ou de mobiliser certains aspects pris indépendamment pour construire une démarche propre, mais de comparer terme à terme les démarches d'ensemble développées des deux côtés de l'Atlantique. Se met alors en place un jeu de sélection entre transfert et adaptation ou non-transfert des règles, des pratiques et des usages américains. Par ailleurs, ce transfert technologique peut être considéré comme une étape du processus d'individualisation de centrales nucléaires de technologie américaine par rapport au changement de milieu géographique entre Beaver Valley et Fessenheim, mais également par rapport au changement de milieu technique entre les États-Unis et la France.

### Encadré 1 : La robustesse parasismique aux États-Unis en 1969

La démarche utilisée aux États-Unis peut se résumer en trois temps : définir deux niveaux d'aléa sismique ; discrétiser les systèmes, structures et composants en trois classes en fonction de leur rôle pour la fiabilité et la sûreté de l'installation ; mener une analyse dynamique ou une analyse statique pour déterminer les contraintes de dimensionnement et la vérification de comportement des éléments de la centrale en fonction de leur classement.

La sûreté des réacteurs à eau pressurisée de licence Westinghouse est assurée par la superposition de trois barrières successives et indépendantes entre les éléments radioactifs et l'environnement : la gaine du combustible, la cuve du réacteur et l'enceinte de confinement<sup>246</sup>. Le maintien de l'intégrité des trois barrières est considéré séparément par une évaluation particulière effectuée par l'utilisation d'arbres de défaillance. Le principe d'un tel outil d'analyse est de décliner tous les cas de figure qui entraîneraient la perte d'une barrière et tous les événements initiateurs qui pourraient entraîner ces cas de figure. Il s'agit donc d'un mode d'analyse de la sûreté. C'est aussi un outil de conception en ce qu'il permet de cibler les endroits où un système de secours ou un dispositif peut être disposé pour intercepter le cours des scénarii accidentels. Selon l'arbre de défaillance de la 3<sup>e</sup> barrière, par exemple, celle-ci peut survenir conséquemment à un séisme, à une explosion externe, à une rupture par contrainte excessive, à une explosion interne ou à la suite de chocs. L'arbre décline ensuite les conditions de réalisation de chacun de ces événements. Dans le cas de l'enceinte de confinement, le séisme est un événement pouvant, seul, engendrer la perte de la barrière. La condition de cette perte est la survenue d'un séisme supérieur à celui retenu dans le dimensionnement. Le séisme apparaît également comme initiateur de scénarii pouvant occasionner la perte des deux autres barrières. Dans le cas de la deuxième barrière, la cuve du réacteur, le séisme peut engendrer, s'il est supérieur au séisme de dimensionnement, des sollicitations excessives pouvant entraîner des déformations, potentiellement permanentes, pouvant déboucher sur la perte d'étanchéité de la cuve. Pour la gaine du combustible, le séisme peut occasionner une rupture due à des sollicitations mécaniques trop importantes. En plus d'être un événement initiateur potentiel de la perte des trois barrières, le séisme peut engendrer la perte de systèmes, de composantes ou de structures intervenant dans d'autres scénarii accidentels. Par exemple, dans le cas de la perte de l'enceinte de confinement des suites d'une explosion interne, le séisme peut être la cause du dysfonctionnement des systèmes de sauvegarde devant empêcher l'accumulation d'hydrogène dans l'enceinte. Pour cette raison, la démarche américaine prévoit d'intégrer le séisme dans les conditions de dimensionnement de tous les composants importants de la centrale nucléaire, individus et éléments techniques. Plus exactement la réglementation américaine prévoit une classification de tous les composants, systèmes et structures de la centrale en fonction de leur importance pour la sûreté et la fiabilité de l'installation, et ceci en trois classes : Classe I (sûreté) : Les composants, systèmes, instruments et structures qui sont nécessaires pour prévenir un relâchement de radioactivité dans l'environnement et qui sont essentiels au maintien du réacteur en état sûr à l'arrêt ; Classe II (fiabilité) : Les composants, systèmes et structures qui sont requis pour la continuité d'activité, mais qui ne sont pas essentiels au confinement des matières radioactives ni à au maintien en état sûr à l'arrêt et dont la défaillance n'occasionne pas le relâchement de matière radioactive ; Classe III : Tous les autres composants, systèmes et structures

Aux deux premières classes correspond un dimensionnement sismique particulier. Les éléments de la classe II doivent être dimensionnés pour résister au *Maximum probable earthquake*, qui correspond au plus fort séisme historique répertorié dans la région de la centrale et qui a de ce fait une probabilité non négligeable de survenir à nouveau pendant sa durée de fonctionnement. Ce séisme est obtenu à partir des cartes de sismicité du *U.S. Geological Survey* (USGS) et directement exprimé en accélération du sol (% de la constante de gravité). Les éléments de la classe I sont dimensionnés au *Maximum potential earthquake*, qui est déterminé comme étant deux fois plus fort que le précédent tout en ne pouvant être plus faible que 0,1 g. Le dimensionnement des équipements de classe III, ne faisant pas intervenir de problématique de sûreté ni de fiabilité, est laissé à la volonté des industriels qui décident sur critères économiques de l'intérêt d'un dimensionnement parasismique. La démarche d'évaluation des séismes de référence présentée auparavant n'est pas valable pour la Californie, région pour

<sup>246</sup> La démarche américaine de sûreté est décrite dans le titre 10 du code fédéral de régulation américain (10-CFR), consultable à l'adresse suivante : <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/>. Pour les aspects généraux de la démarche voir le « Part 50 » et pour les aspects liés au risque sismique en particulier le « Part 100 ». La réglementation américaine a énormément évolué dans la première moitié des années 1970 et la version de 1974 ne reflète pas l'état des pratiques américaines au moment du transfert technologique. L'état des pratiques américaines à la fin des années 1960 a pu être reconstitué à partir du rapport de sûreté de la centrale de référence (Beaver Valley, Unit 2, Updated Final Safety Analysis Report, Revision 21, Section 1, Introduction and General Description of Plant, (<https://www.nrc.gov/docs/ML1433/ML14339A414.pdf>), du rapport de sûreté préliminaire de Fessenheim de 1971 (Rapport préliminaire de sûreté de la première tranche de Fessenheim, Janvier 1971 (Fonds archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n° 60125) et du point de vue de la prise en compte du risque sismique via un document officiel disponible sur le site de l'AIEA (AIEA, "Aseismic Design and Testing of Nuclear Facilities", *Technical reports series* No. 88, 1968, disponible sur le moteur de recherche INIS du site de l'AIEA (<https://inis.iaea.org/search/>)).

laquelle une démarche spécifique, fondée sur l'exploration des failles sismiques à proximité du site et sur l'évaluation de leur potentialité sismique, est utilisée depuis le milieu des années 1960 (Okrent, 1981, p. 262-282).

Les éléments des classes I ainsi que le bâtiment réacteur sont dimensionnés à partir d'un calcul dynamique des forces, soit en statique équivalent, soit par une analyse modale, à partir d'un spectre de réponse calé en fonction de l'accélération du *Maximum potential earthquake*. Le spectre de réponse est construit à partir de la méthode développée par Nathan Newmark et William Hall (cf Annexe 3), deux ingénieurs travaillant directement pour l'Atomic Energy Commission, l'organe d'expertise et de régulation de la sûreté aux États-Unis (Meehan, 1984). Cette méthode prévoit la prise en compte de l'interaction sol-structure lorsque la construction n'est pas disposée au rocher, c'est-à-dire sur un sol très dur. Newmark et Hall proposent d'utiliser, en suivant le *Uniform Building code*, le code de construction conventionnelle en vigueur aux États-Unis, un facteur de majoration du spectre correspondant à 0,67 pour un sol dur, à 1 pour un sol moyen et à 1,5 pour un sol mou. La force engendrée par le séisme est cumulée avec d'autres forces, appelées cas de charges, et déterminées en fonction de l'élément considéré (poids propre de l'ouvrage ou du composant, surcharges d'exploitation, surcharges climatiques, etc.). Pour les éléments de classe I, il est également supposé que le séisme survienne simultanément au *Maximum Credible Accident*, l'accident de référence qui est, en l'occurrence, la rupture brutale d'une ou plusieurs tuyauteries du circuit primaire. Ainsi, le dimensionnement parasismique des divers composants s'ajoute aux conditions de température, pression et éventuellement radiations résultant d'un tel accident.

Pour les éléments de classe II et III et les autres bâtiments, le dimensionnement sismique est effectué en utilisant la méthode du coefficient sismique dans le cadre d'une analyse statique des forces. Cette méthode est répertoriée dans les règles de construction conventionnelles, l'*Uniform Building code* et suppose également le cumul de la « charge sismique » avec d'autres cas de charges.

Dans tous les cas, le principe de la robustesse parasismique telle qu'instaurée aux États-Unis est de définir un scénario sismique maximal et d'assurer l'intégrité physique des trois barrières face à ce scénario en intégrant dans le dimensionnement les sollicitations correspondantes.

L'approche de la robustesse parasismique des centrales américaines diffère de celle qui prévaut en France avant 1970. La relation entre le séisme et la centrale n'est pas équipée ni structurée de la même façon. Premièrement, l'approche américaine repose sur une vision séquentielle de l'accident. En France dans la décennie 1960, on s'intéressait aux désordres que peut occasionner un séisme sur les différents systèmes et structures importants ; aux États-Unis seuls les désordres susceptibles de remettre en cause l'intégrité d'une des trois barrières sont considérés. Ensuite, aux États-Unis, la mise en équivalence ne procède pas par l'utilisation de plans de sauvegarde, mais d'arbres de défaillance. Plutôt que de se demander pour chaque individu technique quel comportement il doit avoir et dans quelle limite, l'arbre de défaillances part de la conséquence redoutée (la perte d'une barrière) et remonte vers ses causes potentielles. Dans les plans de sauvegarde, on passe en revue l'ensemble des individus techniques susceptibles de remettre en cause le fonctionnement et la sûreté de l'ensemble ; dans l'arbre de défaillance, on se limite aux individus et aux événements dont la défaillance peut engendrer la perte d'une barrière. La conséquence de ce mode de représentation est qu'il tend à limiter le nombre d'individus techniques pris en compte. Deuxièmement, la pratique américaine se fonde sur un classement des éléments, individus et sous-ensembles techniques ; ce qui n'est pas le cas en France. Ce classement tend à spécifier de façon beaucoup plus détaillée encore les précautions de conception à prendre en compte pour maintenir l'intégrité de la frontière entre milieu technique et milieu géographique. De plus, cette spécification ne s'arrête pas à l'échelle des individus technique, mais concerne également des éléments techniques et crée des regroupements d'individus techniques. Pour les équipements les plus importants pour la sûreté, la conception est effectuée selon une étude dynamique particulière ; pour les deux autres classes, les codes conventionnels, utilisant une analyse statique des forces, sont utilisés. Troisièmement, la démarche américaine repose sur une carte d'aléa sismique officielle, qui est la même que pour les constructions conventionnelles, qui définit le *Maximum probable earthquake* de chaque région exprimée directement en accélération. Cette accélération représente la force à intégrer dans les codes de calculs pour les composants de classe II et II ; pour les composants de classe I, la démarche américaine repose sur la définition *Maximum probable earthquake*, double du précédent et sur l'utilisation d'un spectre standard.

En suivant le principe de centrale de référence, la démarche américaine a été reconduite et adaptée à la réglementation française pour la conception de la centrale de Fessenheim face aux risques induits par les tremblements de terre. Les ingénieurs d'EDF utilisent d'ordinaire des plans de sauvegarde (ou schémas de ruine) pour définir, pour chaque individu technique du réacteur, la ou les fonctions qu'ils doivent assurer pendant et après le séisme et définir les moyens à mettre en œuvre pour ne pas engendrer des rejets radioactifs importants dans l'environnement. Le service d'étude d'EDF établit, lors du transfert technologique, une synthèse entre cette pratique et la pratique américaine organisée autour de la construction d'arbres de défaillance (cf. Encadré 1). Pour chaque barrière, les arbres de défaillance deviennent des diagrammes de fonctionnalités<sup>247</sup>. La différence principale que cela implique est que, dans la version américaine, la sûreté est analysée à partir du maintien de l'intégrité des barrières, alors que dans la version française le rôle des barrières est intégré dans une analyse du maintien des fonctions de sûreté. En l'occurrence, trois fonctions de sûreté sont établies : le contrôle de la réaction en chaîne, le refroidissement du combustible et l'étanchéité des barrières devant assurer le confinement des matières radioactives.

L'enceinte de confinement contribue à la fonction de confinement des matières radioactives à l'intérieur d'un espace contrôlé. Pour assurer cette fonction, l'étanchéité de l'enceinte doit être préservée. Les processus qui sont susceptibles de remettre en cause cette étanchéité sont listés dans le diagramme, ainsi que les processus physiques susceptibles de les déclencher et enfin les dispositions de sûreté prévues pour les empêcher. Les spécialistes de la sûreté d'EDF et du CEA classent le séisme dans une famille d'évènements susceptibles de contrevenir à l'étanchéité de l'enceinte en causant une rupture par chocs, au même titre que les explosions, les phénomènes atmosphériques et les missiles. La disposition de sûreté pour éviter la rupture par chocs suite à un séisme est de « *prendre en compte le séisme maximum envisageable sur le site* ». Du point de vue de l'enceinte de confinement, le changement de représentation entre l'arbre de défaillance américain et le diagramme de fonctionnalité français ne change pas la réalité des conditions d'obtention de la robustesse parasismique. Il s'agit dans les deux cas de concevoir l'enceinte de telle sorte qu'elle puisse résister à un séisme de référence. Par contre, ce changement a pour conséquence d'affiner le classement des composants de la centrale en rapport à la fonction de sûreté qu'ils contribuent à assurer et d'affiner en retour l'état dans lequel ils doivent se trouver pendant et après le séisme.

En s'inspirant de la démarche américaine, EDF dresse également une classification des éléments de la future centrale de Fessenheim en trois classes de sécurité, 1, 2 et 3, mais ajoute une subdivision de la classe 2 en 2a et 2b. En outre, cette classification ne suit pas la catégorisation entre éléments contribuant à la sûreté, éléments contribuant à la fiabilité et autres éléments. Cette fois-ci, la catégorisation est indexée aux rôles des éléments considérés pour assurer les trois fonctions de sûreté. La classe 1 correspond au circuit primaire et à tous

---

<sup>247</sup> Jean Bourgeois, « La sûreté des réacteurs nucléaires », 28 mars 1972, p 13 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n° 260937)



les composants dont la défaillance peut entraîner la perte de la fonction de refroidissement du réacteur. La classe 2 correspond globalement à tous les éléments contribuant à la maîtrise de la réaction en chaîne. Toutefois la classe 2a correspond spécifiquement au bâtiment réacteur et à tous les circuits ou tronçons de circuits dans lesquels circule l'eau du circuit primaire. La classe 2b s'applique aux constituants de la classe de sécurité 2 autres que ceux de la classe 2a. La classe 3 s'applique aux constituants n'appartenant ni à la classe 1, ni à la classe 2, et dont la défaillance peut entraîner une perte d'étanchéité d'une des trois barrières.

A ces différentes classes correspondent des exigences de dimensionnement parasismique distinctes. EDF reprend la définition de deux séismes de référence telle qu'effectuée dans la démarche américaine. Le *Maximum probable earthquake* américain est appelé séisme de base et correspond au séisme pour lequel la chaudière nucléaire doit continuer à fonctionner sans dommage avec maintien des fonctions de sûreté du réacteur et du confinement des substances radioactives. Le *Maximum potential earthquake* américain est appelé séisme maximal hypothétique et correspond au séisme pour lequel doit être assuré l'arrêt en sécurité de la réaction nucléaire, l'intégrité du circuit primaire, l'intégrité de l'enceinte de confinement et le maintien des trois fonctions de sûreté. À la différence de la démarche américaine, la démarche française prévoit l'utilisation des deux niveaux sismiques pour les éléments de classe 1 et 2, mais en spécifiant le comportement attendu. La démarche américaine considère le rapport entre un élément et la sollicitation sismique de façon binaire : il y a ou non ruine de l'élément ; il y a ou non perte de fonctionnement de l'élément. La démarche française intègre un élément supplémentaire à l'analyse, la notion d'état-limite qui a fait ses premières apparitions dans les codes de construction conventionnelle français à la fin des années 1960. La logique est de considérer la relation entre la résistance d'un matériau et une sollicitation de façon continue, progressive et non binaire, et de déterminer à partir de quel seuil sont atteintes la limite de déformation élastique restant compatible avec le fonctionnement de l'équipement, la limite de la déformation élastique avant déformation plastique, la limite de la déformation plastique avant la rupture. Les contraintes admissibles relatives aux deux niveaux sismiques et aux trois classes sont alors définies de la façon suivante : «

- *Le séisme de base ne doit pas occasionner sur les structures et composants, des classes de sécurité 1 et 2 des contraintes complémentaires dépassant les limites élastiques, c'est-à-dire qu'il ne doit pas y avoir de déformation permanente après le séisme. Pour les structures et composants de la classe de sécurité 3, le séisme de base ne doit pas provoquer la rupture ; toutefois le dépassement de la limite élastique est admis, en conservant cependant une marge de sécurité par rapport à la rupture ; en outre, les déformations et déplacements doivent être compatibles avec ceux imposés pour les structures voisines pour ne pas occasionner d'entrechoquement*

- *Le séisme maximal hypothétique combiné avec les conditions normales et accidentelles de fonctionnement (dont l'accident de référence) ne doit pas entraîner de rupture de circuit ou perte de fonction de sûreté pour les éléments des classes de sécurité 1 et 2. Des déformations plastiques pour les tuyauteries, réservoirs et supportages des matériels peuvent être admis en*

*conservant toutefois une marge de sécurité par rapport à la rupture. Les déplacements et mouvements des supports doivent être compatibles avec ceux imposés par les structures ou matériels voisins. Pour le bâtiment réacteur, le séisme maximal hypothétique associé avec les conditions de l'accident de référence (Maximal credible accident) et les conditions climatiques les plus sévères ne doit pas entraîner de contraintes dépassant la limite élastique »<sup>248</sup>*

Concernant la chaîne de transformations entre séisme et centrale, le transfert de la robustesse parasismique s'est accompagné d'une adaptation, d'une synthèse, des règles et pratiques américaines avec ce qui se faisait en France. Le résultat est un affinement de l'analyse et des critères de conception. Dans la version américaine, il s'agissait de discriminer les éléments qui concourent soit à la sûreté soit à la fiabilité de l'ouvrage et d'imposer à leur conception la prise en compte des sollicitations résultantes d'un aléa sismique correspondant. Dans le cas français, les différentes classes sont soumises aux deux aléas sismiques, mais pour lesquelles il est demandé des niveaux de résistance différents.

Une évolution majeure issue du transfert technologique est l'approfondissement de la conception et de la construction parasismique. Auparavant, en France, la règle de construction parasismique pour le bâti conventionnel était utilisée pour le génie civil des installations nucléaires et l'individu technique faisait l'objet d'une pratique particulière, considérée comme simplifiée et majorante. Le transfert de technologie entraîne de nombreuses modifications.

Il faut tout d'abord distinguer deux parties dans le transfert technologique : la partie incluse dans la licence (la chaudière nucléaire) et la partie non incluse (le génie civil et l'îlot conventionnel). En effet, selon que l'on s'intéresse à l'une ou l'autre partie, le transfert technologique s'est déroulé de façon très différente.

Pour la conception des éléments de la chaudière, qui sont inclus dans la licence, EDF et Framatome utilisent les règles et codes employés pour la conception de Beaver Valley, à savoir le code ASME section III et IV de 1967 révisé en 1969<sup>249</sup>. Ce code propose des relations de pondération des différentes contraintes à prendre en compte (poids de l'équipement, surcharges d'exploitation, conditions de température, de pression, séisme, etc.) dans le dimensionnement des équipements de centrale nucléaire en fonction de l'exigence de sécurité et de fiabilité attendue. Pour la conception des équipements, tuyauteries et instruments, la sollicitation sismique est définie par un spectre de réponse normalisé en accélération correspondant aux deux séismes de référence. La logique a été de copier aussi fidèlement que possible la conception de la chaudière et le code ASME a été employé sans modification. La seule différence tient au spectre de réponse utilisé qui n'est pas le seul

---

<sup>248</sup> Rapport préliminaire de sûreté de la première tranche de Fessenheim, Janvier 1971, vol. III, section 2, chapitre 5, p.2, (Fonds archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n° 60125)

<sup>249</sup> Pichery, Bernard & Petit, Gérard (EDF/SEPTEN), « Études de génie parasismique relatives au palier PWR 900 Mw », E-REM/PWR 900 Mw - SN 3, 11 octobre 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°260225)

spectre standard de Newmark et Hall<sup>250</sup> (cf. Annexe 3), mais également un spectre EDF défini par les ingénieurs sismologues. En pratique, le spectre réglementaire américain est utilisé pour la conception des individus techniques en tant que telle et le spectre EDF est utilisé pour la conception de leur supportage et leurs ancrages avec le génie civil, de leur liaison avec l'ensemble.

Pour la conception du génie civil, qui est hors licence Westinghouse, ce sont les règles de constructions françaises qui ont été employées, à savoir la règle de Conception et calcul des ouvrages et constructions en béton armé de 1968 (CCBA68), adaptée à l'utilisation du béton précontraint en suivant les instructions de la circulaire n°44 du 16 août 1965, ainsi que les règles parasismiques de 1969 (PS69). Parmi ces bâtiments, l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur fait l'objet d'une conception particulière. Les équipes d'EDF ont mené un parangonnage sur les enceintes utilisées aux États-Unis pour ce type de réacteur. Les bases de conception de l'enceinte de confinement de Fessenheim sont fondées sur les règles CCBA68, mais adaptées aux spécificités du béton précontraint et aux exigences spécifiques des centrales nucléaires<sup>251</sup>. L'objectif est d'assurer le confinement et donc de garantir un haut degré d'étanchéité, même en conditions accidentelles, ainsi que de protéger le réacteur des agressions externes, qu'elles soient naturelles ou non. Deux types d'enceintes sont alors principalement utilisés : soit une enceinte en béton précontraint très épaisse accompagnée d'une peau d'étanchéité interne en acier (dit liner) ; ou une double enceinte avec une couche interne en béton armé, une couche externe en béton précontraint et une zone intercalaire utilisée pour maîtriser les fuites d'éléments radioactifs. Le choix d'EDF s'est porté sur le premier type d'enceinte alors même que la centrale de référence, Beaver Valley est pourvue du second type. Ce choix a été motivé par la proximité d'une telle enceinte avec la pratique antérieure, celle des réacteurs graphite-gaz qui comportait également un caisson en béton précontraint et une peau d'étanchéité métallique<sup>252</sup>.

Par rapport aux sollicitations des règles CCBA68, la conception des bâtiments de l'îlot nucléaire prend en compte plus de cas de charges. C'est en particulier le cas des sollicitations qui résulteraient de l'accident de référence, le *Maximum credible accident*. En effet, dans le cas des sollicitations majorées, les cas de charges doivent correspondre aux effets qui résulteraient de l'accident de référence, la rupture d'une ou plusieurs tuyauteries du circuit primaire. À la différence des autres bâtiments, les concepteurs tiennent compte de la température et de la pression en situation normale comme accidentelle dans la réalisation de l'enceinte de confinement. D'autre part, l'aléa sismique de base utilisé dans les sollicitations majorées des règles conventionnelles est ici utilisé pour les sollicitations normales et un deuxième aléa sismique, plus fort que le premier, est utilisé pour les sollicitations majorées. Dans tous les

---

<sup>250</sup> Note technique EDF/REN Marseille, « Études de génie parasismique relatives au palier PWR 900 MW, 11/10/1974, fonds d'archives IRSN, boîte n°259747, p.3

<sup>251</sup> Rapport préliminaire de sûreté de la première tranche de Fessenheim, Janvier 1971, vol. III, section 3, chapitre 3, p.1, (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°60125)

<sup>252</sup> Note technique EDF/REN Marseille, « Études de génie parasismique relatives au palier PWR 900 MW, 11 octobre 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°259747)



cas les bâtiments doivent résister à l'enveloppe des différentes sollicitations pondérées proposée dans les règles ou ajouter par EDF. Souvent, une seule configuration de sollicitations pondérées domine l'ensemble des effets à prendre en compte, ce qui peut engendrer le fait que certains phénomènes soient considérés, mais non dimensionnant. C'est en particulier le cas de la sollicitation sismique pour le bâtiment des auxiliaires nucléaires qui n'influe pas sur la conception de l'ouvrage (voir chapitre suivant). Enfin, les règles CCBA68 prévoient des exigences de résistance du béton pour les sollicitations normales comme majorées, exigences qui sont reprises telles quelles par EDF.

Si la conception générale du bâtiment réacteur est basée sur un modèle américain d'enceinte de confinement en béton précontraint, le processus de conception et la prise en compte de la sollicitation sismique viennent d'une adaptation de la pratique conventionnelle française. C'est en effet à partir des règles CCBA68 que la conception de l'enceinte est effectuée. Toutefois, des combinaisons de sollicitation supplémentaires ont été utilisées pour que les bâtiments, et en particulier l'enceinte de confinement, résistent à un accident de référence et pour améliorer le comportement général face aux sollicitations sismiques et assurant une résistance ultime face à un aléa plus grand.

Le transfert de technologie a eu des effets diamétralement opposés en fonction des composants considérés. Pour ceux compris dans la licence Westinghouse, le transfert technologique s'est accompagné d'un transfert des modes de conception. Pour les composants hors licences, en particulier pour le bâtiment réacteur, le transfert technologique n'a pas eu lieu et c'est une conception propre qui a été développée. Par ailleurs, de façon en partie liée au transfert technologique et à l'avancement des codes de construction en France, la prise en compte de la menace sismique dans la conception est désormais déclinée à l'échelle des individus et des éléments techniques, regroupés en classes ou sous-ensembles, et s'effectue dorénavant selon une pondération fine des charges. Par ailleurs, aussi bien pour la partie dans la licence que hors licence, l'aléa sismique utilisé est propre à la France. Dans les cas des bâtiments ou des éléments de la classe 3, les sollicitations sismiques sont déterminées directement à partir de l'application des règles parasismique PS69. Pour les bâtiments intervenant dans la sûreté de l'installation, ainsi que pour les éléments de classe 1 et 2, les sollicitations sismiques sont déterminées à partir d'une analyse spécifique.

La géographie est un élément central à considérer dans les transferts technologiques. La menace des aléas naturels oblige à adapter une technologie quand on change son environnement. Du point de vue de la menace sismique, le site de Fessenheim paraissait à première vue relativement similaire à celui de la centrale de référence américaine. En effet, la centrale Beaver Valley dans l'Ohio est située dans une zone de sismicité faible (zone 1 sur la carte ci-dessous) selon la carte des intensités sismiques maximales probables de l'*Uniform Building Code*. Cette carte représente le séisme maximum probable à attendre dans les 50 années à venir pour les grandes régions correspondantes, à partir des données instrumentales

et historiques disponibles. La carte d'aléa sismique des États-Unis exprime l'aléa directement en accélération, sans passer par une intensité macrosismique.

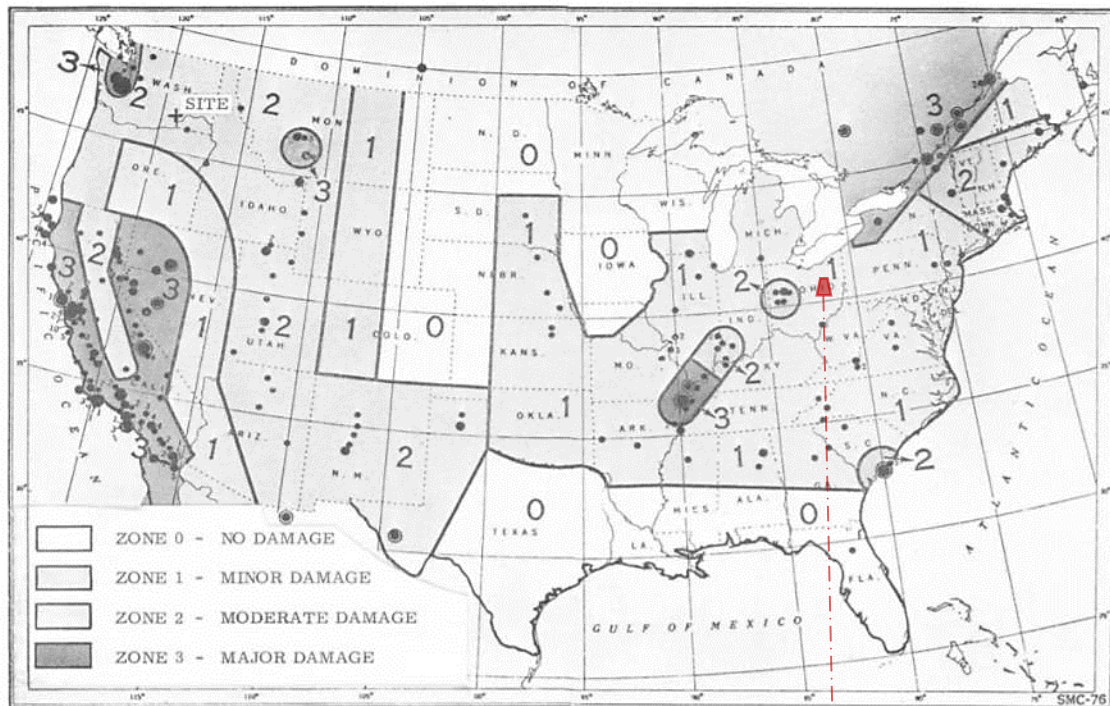


FIGURE 2  
SEISMIC PROBABILITY MAP OF  
THE UNITED STATES

Centrale nucléaire de  
Beaver Valley

Figure 10 : USGS Seismic Probability Map 1949 (source: Housner, G, "Recommended Seismic Design Criteria for Hanford Nuclear Facility", Douglas United Nuclear Inc., Richland, October 1, 1967, p.11 ([https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/04/059/4059322.pdf?r=1&r=1](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/04/059/4059322.pdf?r=1&r=1)))

Aux zones 0, 1, 2 et 3 correspondent réciproquement les accélérations 0,04g, 0,08g, 0,16g et 0,33g<sup>253</sup>. Ainsi les constructeurs ont pu tirer de cette carte un *Maximum probable earthquake* équivalent à 0,08g. Le *Maximum potential earthquake* correspondant est égal au double du premier, soit 0,16g. À partir de ces valeurs, le spectre standard de Newmark et Hall permet de donner les différents paramètres du mouvement du sol pour n'importe quelle fréquence et pour plusieurs taux d'amortissement.

Dans la pratique des ingénieurs sismologues du nucléaire français, l'aléa utilisé dans la pratique était issu de la carte d'intensité maximum probable de Rothé (cf. Chapitre 1). Pour le site de Fessenheim, cette carte donne une intensité VII MSK. Cette valeur a déjà été largement discutée entre Rothé et les ingénieurs d'EDF lors du projet avorté de construction d'une centrale nucléaire graphite-gaz sur le site de Fessenheim. L'application de la pratique

<sup>253</sup> Housner, G, "Recommended Seismic Design Criteria for Hanford Nuclear Facility", Douglas United Nuclear Inc., Richland, October 1, 1967, p.11 ([https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/04/059/4059322.pdf?r=1&r=1](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/04/059/4059322.pdf?r=1&r=1))

américaine reviendrait à déterminer un deuxième aléa, double de celui-ci, ce qui paraît être aux yeux des ingénieurs d'EDF une approche très conservatrice. Ainsi, le chef du Service des études et projets thermiques et nucléaires (SEPTEN) d'EDF envoie une lettre à Rothé pour lui demander son avis sur les questions suivantes :

*Jugez-vous, en particulier, la méthode préconisée par l'AEC [Atomic Energy Commission] trop conservatrice pour être adoptée en France, dont le passé sismique est mieux connu ? Pouvez-vous préciser le niveau du séisme maximal potentiel pour lequel nous devons toujours envisager la sauvegarde du public ? »<sup>254</sup>*

La réponse de Rothé à ces questions est que son expertise pour le site de Fessenheim, fournie à GAAA en 1965, est toujours valable et qu'il n'y a pas de raison d'augmenter le niveau d'intensité sismique retenue :

*« Aucun argument géologique actuellement connu ne permet de penser que cette intensité 7 puisse être localement dépassée dans la région même de Fessenheim. L'intensité 7 Mercalli est par conséquent la valeur maximale à prévoir pour le site de Fessenheim. À cette intensité correspond approximativement une accélération de 0,07g »<sup>255</sup>*

Par contre, il précise plus loin qu'à cette valeur pourrait être attribué un coefficient de sécurité particulier à intégrer dans les calculs de construction, comme le prévoient en outre les règles parasismiques de 1969 pour les ouvrages importants<sup>256</sup>. Ainsi Rothé ne répond pas directement à la question posée par le chef du SEPTEN sur la démarche américaine. Par ailleurs, il marque la frontière de son expertise. En tant que sismologue, il fournit une intensité maximale qu'il estime de façon définitive à VII MSK. Les coefficients de sécurité pris dans les codes de calculs en fonction de l'importance de l'ouvrage considéré ne sont pas de son ressort et c'est à EDF de choisir.

En l'absence de prise de position de Rothé, les ingénieurs d'EDF reprennent la démarche de l'AEC. Ils établissent ainsi le *Maximum probable earthquake*, ou séisme de base, comme équivalent à une intensité de VII MSK. Par contre, EDF n'utilise pas la valeur d'accélération proposée par Rothé (0,07g), mais utilise à la place l'accélération donnée par la table de correspondance intensité-accélération proposée par Medvedev, l'un des coauteurs de l'échelle MSK, lors d'une communication effectuée à la 4<sup>e</sup> conférence mondiale de génie parasismique à Santiago du Chili en janvier 1969, selon laquelle l'accélération double quand l'intensité augmente d'un degré avec 0,1g comme accélération maximale de l'intensité VII et 0,2 pour l'intensité VIII<sup>257</sup>.

---

<sup>254</sup> Lettre du chef des Services Études d'EDF à Jean-Pierre Rothé du 29 janvier 1970 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n°4).

<sup>255</sup> Lettre de Jean-Pierre Rothé au chef des Services Études d'EDF, le 4 mars 1970, p.1 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, boîte n°4).

<sup>256</sup> Ibid., p.2

<sup>257</sup> Medvedev & Sponheuer (1969), "Scale of Seismic intensity", *Proceedings of the IV<sup>th</sup> world conference on earthquake engineering*, volume I, A2: January 13-18, p. 143-154.

Dans la décennie précédente, EDF, en la personne de Plichon, utilisait, comme indice de nocivité sismique, plutôt la vitesse du sol selon la formule de Neumann, qui leur avait été confirmée par courrier par Hudson, soit une intensité spectrale logarithmique selon une méthode inspirée par Housner et développée par Plichon. L'utilisation de l'accélération est alors motivée par la volonté de se conformer à la pratique internationale et à l'adoption de normes internationales au congrès de Santiago du Chili<sup>258</sup>.

Par ailleurs, la pratique française en matière de détermination de la sollicitation sismique verticale était de la déduire à partir de l'accélération horizontale par un facteur multiplicateur de 2 ou de 1,5. Pour la conception de Fessenheim, le coefficient utilisé par les ingénieurs d'EDF est celui de la méthode Newmark et Hall, à savoir : accélération verticale équivalente à 2/3 de l'accélération horizontale. Si l'on traduit à rebours l'accélération horizontale obtenue en intensité sismique, on obtient pour la centrale de Fessenheim une intensité VIII sur l'échelle MSK pour le séisme maximal hypothétique.

Les ingénieurs d'EDF utilisent également un spectre de réponse sismique pour la conception de leur installation, mais ils n'utilisent pas la méthode Newmark et Hall. Ils reprennent et adaptent la pratique antérieure. Dans la fin des années 1960, Plichon avait entrepris de construire des spectres de réponses enveloppes de plusieurs accélérogrammes de séismes californiens, calés en fonction de la vitesse maximale selon la relation d'équivalence proposée par Neumann. Deux modifications sont apportées à ce travail par Plichon lui-même. La première est d'utiliser la moyenne des différents spectres plutôt que leur enveloppe avec le souci de donner une forme au spectre qui soit plus réaliste<sup>259</sup>. La deuxième modification est de normaliser les spectres non plus par la vitesse maximale, mais par l'accélération à période nulle (ou fréquence infinie) pour s'aligner avec la pratique internationale<sup>260</sup>. En outre, à l'instar de ce qui se pratique aux États-Unis, Plichon définit plusieurs niveaux de spectres en fonction du taux d'amortissement considéré. Le spectre ainsi constitué est la moyenne des spectres de 8 accélérogrammes de 5 séismes californiens, le choix de ces séismes étant motivé par le fait de prendre en compte la variabilité du phénomène sismique)<sup>261</sup>.

---

<sup>258</sup> Lettre de Claude Plichon (EDF/SEPTEN) à Didier Costes (DSN/Direction) sur l'intensité sismique, du 1<sup>er</sup> mars 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°259747)

<sup>259</sup> Note d'EDF, « Le spectre de dimensionnement - principes et modalités d'application retenues par EDF », diffusée au Groupe de travail « prise en compte du risque sismique dans la sûreté nucléaire », ministère de la Recherche et de l'Industrie, mai 1977, p.5 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOOST, boîte n°4).

<sup>260</sup> Claude Plichon juge que l'accélération n'est pas le meilleur indicateur, en particulier il préconise l'utilisation d'un indice d'intensité logarithmique spectrale (à l'instar de l'intensité d'Arias ou l'intensité d'Housner) qui représente la nocivité sismique par le cumul des mouvements à toute fréquence.

<sup>261</sup> Ibid., p.7

Date	Epicentre	$\Delta$ en km	h en km	$\gamma/\dot{A}$	V cm/s	M	I
1e 19.05.40	Imperial Valley (El Centro)	12	24	0,33	34	6,7	VIII
1e 27.06.66	Parkfield	0,3	5	0,50	62	5,6	VII
1e 21.07.52	Taft (Kern Country)	64	23	0,18	14	7,7	VII
1e 22.03.57	San Francisco	11 à 16	(10)	0,11	5	5,3	VI
1e 11.03.33	Long Beach (Vernon)	50	23	0,19	18	6,3	VII

- $\Delta$  distance épacentrale
- h profondeur de foyer
- $\gamma/\dot{A}$  accélération du mouvement du sol % $\dot{A}$
- V vitesse du mouvement du sol
- M magnitude
- I intensité macroséismique (Mercali modifié)

TABLEAU III

- 13 -

Figure 11: Paramètres physiques des séismes californiens utilisés par EDF pour la construction du spectre de dimensionnement du palier 900 MWe (source : CEA-DSN, « Protection des centrales vis-à-vis des séismes (Présentation par le DSN devant le Groupe permanent « Réacteurs ») », Rapport DSN N°50, 14 octobre 1974, p.13 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225))

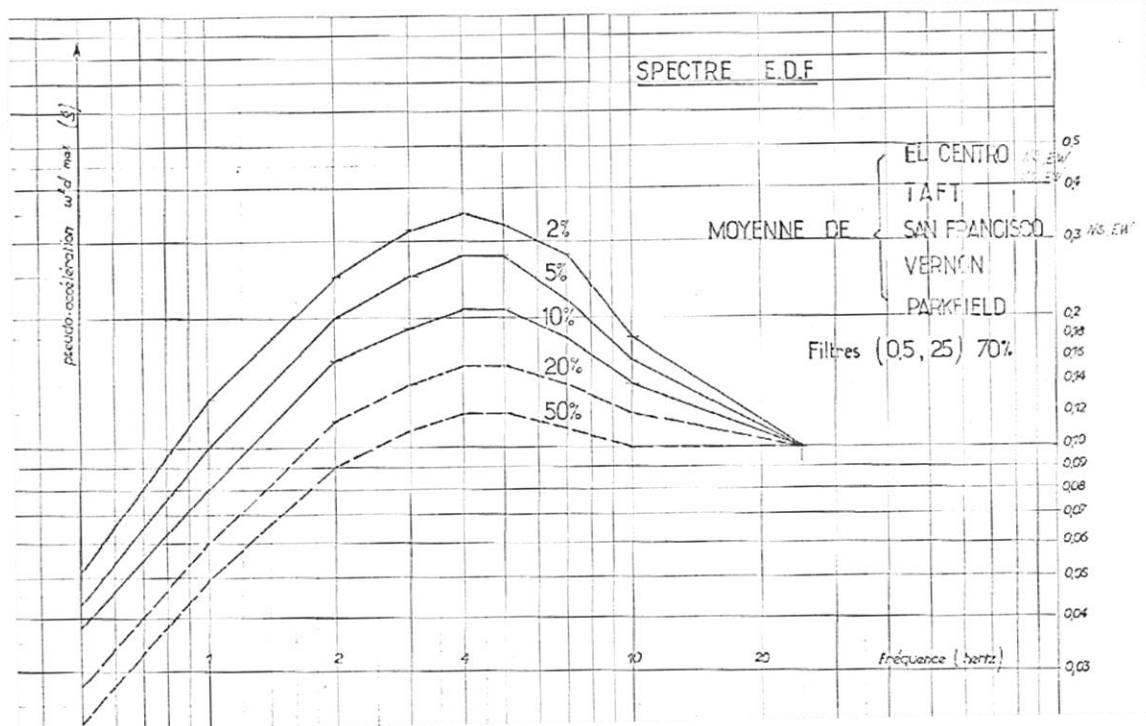


Figure 12: Spectre EDF moyen de réponse en accélération d'une collection d'oscillateurs à 8 accélérogrammes de 5 séismes californiens (source : Pichery, Bernard & Petit, Gérard (EDF/SEPTEN), « Études de génie parasismique relatives au palier PWR 900 Mw », E-REM/PWR 900 Mw - SN 3, 11 octobre 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°260225))

Cette représentation de l'aléa sismique par la computation de 8 enregistrements de 5 séismes californiens est essentielle dans le cours de l'instauration de la robustesse parasismique ; 32 des 56 réacteurs nucléaires français actuellement en fonctionnement ont été conçus en utilisant ce spectre.

Pour déterminer les mouvements maximaux en différent endroit des bâtiments, une analyse modale spectrale est conduite. Celle-ci utilise le spectre ci-dessus et le code de calculs « Transéisme », adaptée au bâtiment réacteur d'une centrale à eau pressurisée.

Le bâtiment réacteur est schématisé par 9 solides reliés entre eux et reliés avec le sol. La prise en compte du sol est effectuée avec la méthode développée 1964 par un ingénieur de la Société des forges et aciéries du Creusot lors du développement du premier modèle de simulation de comportement d'un caisson de réacteur uranium-naturel-graphite-gaz sous séisme (Amplimax). La méthode permet de tenir compte de l'influence du sol, en particulier sur l'amplification ou l'atténuation de certaines gammes de fréquences à partir de trois paramètres de sol obtenable par un dispositif expérimental relativement simple. Le code Transéisme a été utilisé pour la première fois, pour un réacteur à eau légère, pour la centrale de Tihange, en Belgique. Pour Fessenheim les paramètres du sol ont été pris égaux à ceux du site de Tihange, soit un module de sol représentant sa densité de 5 000 bars pour les sollicitations verticales et 20 000 bars pour les sollicitations horizontales<sup>262</sup>. L'analyse modale du bâtiment prend en compte les 4 premiers modes d'oscillations et répartit les mouvements correspondants pour chaque mode pour les centres de gravité de chaque solide. L'utilisation de l'analyse modale spectrale permet d'une part de spécifier les sollicitations sismiques aux différents endroits du bâtiment. D'autre part, cette analyse modale permet de construire des spectres de réponse du bâtiment aux 9 différents centres de gravité. Ceci a l'avantage de construire des spectres spécifiés pour les différents éléments contenus dans le bâtiment en fonction de la hauteur de leur ancrage avec le bâtiment.

Du point de vue de l'aléa sismique et de sa transformation en action mécanique, le transfert de technologie s'est concrétisé par une adaptation des connaissances et outils déjà en vigueur au nouveau modèle de réacteur. La modification la plus notable est la définition d'un deuxième aléa sismique de référence. Par contre, la définition des aléas de référence, la détermination du spectre de réponse sismique et le mode d'analyse du comportement des bâtiments sont intégralement issus d'une pratique propre et d'outils et de modèles développés dans les années précédentes, sur d'autres types de réacteurs.

La robustesse parasismique évolue avec le transfert technologique. Du point de vue du processus d'individualisation, la confrontation à la pratique américaine a abouti à un travail de synthèse modifiant le chemin et la résolution du tracé de la frontière entre milieu technique et milieu géographique. La conséquence première a été de faire descendre cette frontière au niveau des éléments techniques et de regrouper les composants par objectifs de

---

<sup>262</sup> CEA/DSN, « Fessenheim 1 - Inventaire des problèmes de sûreté au 1/11/1975 », Fiche DSN/SESP/75-567-AT/AD/JLi (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°100690)

sûreté. Du point de vue des techniques de conception pour répondre à ses objectifs, le transfert technologique a eu un impact fort pour les composants inclus dans le marché. Dans ce cas, le transfert technologique est radical, sans adaptation ni travail supplémentaire. Il s'agit de copier fidèlement la conception d'origine, en utilisant les mêmes règles, critères et normes. À l'inverse, si les composants considérés sont en dehors de la licence qui fait l'objet du marché, alors le transfert est minimal. Il s'agit de développer, par ses moyens propres et sans inflexion par rapport à la pratique habituelle, un procès de conception. La seule limite est la compatibilité avec le reste de l'objet. Par ailleurs, dans le cas particulier du génie civil, le transfert technologique a coïncidé avec la parution de nouvelles règles de construction qui permettent également une prise en compte plus fine et intégrer de la menace sismique. Enfin, du point de vue de la chaîne de transformations entre séisme et centrale, le transfert technologique a eu un impact mineur. Les principes généraux qui encadrent la prise en compte du risque sismique ont été transférés – notamment l'utilisation de deux niveaux d'aléa sismique – mais tous les aspects techniques et pratiques qui permettent sa mise en œuvre ont été repris de la pratique précédente. Dans les deux chapitres précédents, il a été vu que les experts du nucléaire français se sont confrontés aux modèles, connaissances et pratiques d'évaluation et de représentation de l'aléa sismique qui prévalent en Californie. La démarche développée en France à la fin des années 1960 est, de ce fait, déjà dans une certaine mesure congruente avec la démarche américaine. Le rôle de Rothé dans la définition des intensités sismique est toujours de mise ; sa transformation en accélération est prise dans la littérature et ne suit pas la relation d'équivalence utilisée aux États-Unis ; la répercussion de cette accélération en termes d'action mécanique aux différents endroits du bâtiment réacteur utilise le code de calcul Transéisme, simplement adapté pour correspondre aux nouvelles dimensions de l'installation.

La sismicité des deux sites, américain et français, est relativement proche et, du point de vue du processus d'individualisation de l'objet technique, le transfert technologique n'a pas nécessité de travail particulier par rapport au milieu géographique. Par contre, ce transfert peut être considéré comme un cas d'étude du processus d'individualisation par rapport au milieu technique. L'essentiel du travail effectué a consisté à déspecialiser l'objet technique de son milieu technique américain pour le rendre compatible au milieu technique français. L'objet technique reste néanmoins cohérent avec son milieu technique d'origine et ce transfert peut donc être considéré comme une étape concourant à la concrétisation.

### **2.2.2. De Fessenheim à la France : La mise en série de la robustesse parasismique**

Dans la décennie 1970, la France décide de passer au tout nucléaire. L'engouement est tel que des études prospectives prévoient la construction de plusieurs centaines de réacteurs fonctionnant à l'uranium enrichi d'ici l'an 2000 et le lancement au même horizon du

remplacement de tout le parc par des réacteurs dits surgénérateurs utilisant comme combustible une partie des déchets des réacteurs précédents (Denoun, en cours). L'ampleur du programme industriel à accomplir est si vaste qu'EDF prévoit la réalisation des centrales nucléaires en série. La logique n'est plus d'étudier en détail la conception de chaque réacteur, mais d'élaborer une conception standardisée par famille de réacteur, pouvant évoluer dans le temps, mais toujours selon une logique de série, à l'instar de l'industrie automobile ou de la construction des navires de guerre américains pendant la Seconde Guerre mondiale. Ainsi, Michel Hug, polytechnicien et ingénieur du corps des ponts et chaussés, directeur de l'équipement à EDF de 1972 à 1982 et considéré comme un acteur historique majeur de la filière nucléaire<sup>263</sup>, présente l'ambition d'EDF :

*« Mon séjour aux USA à l'université d'Iowa a été décisif quant à la force de la technologie réalisée en série. J'ai voulu faire pour les tranches nucléaires françaises la Ford T<sup>264</sup> ou les Liberty Ships<sup>265</sup> »* (Dänzer-Kantof & Torres, 2013, p. 223)

Ce choix du nucléaire est légitimé publiquement par les premières crises pétrolières qui marquent la scène internationale. Tout au long de la décennie des années 1970, le pic pétrolier atteint en 1971 aux États-Unis, la désindexation du dollar sur le cours de l'or, le contrôle de la production, l'augmentation des prix et la nationalisation partielle des ressources pétrolières décidées par l'Organisation des pays exportateurs de pétrole, la guerre du Kippour entre Israël, l'Égypte et la Syrie ainsi que la révolution islamique en Iran sont autant d'événements qui font fluctuer les prix du baril de pétrole brut atteignant jusqu'à 10 fois sa valeur de 1970 (Auzanneau, 2015). Cette hausse a deux conséquences majeures sur le programme électronucléaire français. D'une part, il renforce et rend plus pressante l'idée d'une indépendance énergétique de la France et, d'autre part, avec un prix du pétrole élevé, l'énergie nucléaire devient comparativement une source d'énergie rentable. C'est entre octobre 1973 et mars 1974 que les choses prennent forme. Suite au déploiement des forces armées de la coalition Égypte-Syrie dans la région contrôlée par Israël du Sinaï en octobre 1973, les prix du pétrole quadruplent. La commission PÉON, qui est chargée d'établir la rentabilité de l'énergie nucléaire, recommande alors le développement de 11 000 MWe d'énergie d'origine nucléaire pour le VIe Plan couvrant la période 1973-1977<sup>266</sup>. Le gouvernement français se décide non seulement à suivre les recommandations de la commission PÉON, mais même à en accélérer le déroulement. L'accélération du développement de l'industrie nucléaire est entérinée par le lancement du « Plan Messmer », du nom du Premier ministre de l'époque, lors du conseil des ministres du 5 mars 1974, sous la présidence de Georges Pompidou. Les conditions de cette décision sont particulières. Elle est prise lors du premier Conseil des ministres du nouveau gouvernement, issu du

---

<sup>263</sup> Bréchet, Y. et Fluchere, J., « Michel Hug acteur majeur de la filière nucléaire française », *La jaune & La rouge*, revue de l'École Polytechnique, n°754, avril 2020

<sup>264</sup> La Ford T est la première voiture construite en série et en grande quantité par les usines Ford au début du XXe siècle.

<sup>265</sup> Les *Liberty ships* sont des navires de guerre américains, construits par milliers pendant la Seconde Guerre mondiale grâce au modèle du fordisme appliqué à la construction navale.

<sup>266</sup> Commission PÉON du 21 décembre 1973 (Fond d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n° 261 487)



remaniement du 27 février 1974, avec une composition restreinte autour des 16 ministres<sup>267</sup> dans l'objectif d'agir rapidement et avec force pour gérer au mieux la fin des Trente Glorieuses qui se fait sentir. Ce conseil des ministres vise à définir un « Plan sur l'énergie » qui comprend autant des dispositifs de sobriété énergétique pour réduire la consommation de pétrole sous toutes ses formes que le lancement du plan Messmer. En introduction de ce Conseil des ministres et devant les caméras de la télévision française, le Président de la République dresse le contexte particulier dans lequel sera prise la décision du lancement du Plan Messmer :

*« Ce qui est important [...] c'est que le gouvernement fasse preuve d'une volonté d'action, car nous nous trouvons devant des années, ou du moins une année qui sera à bien des égards difficile. Cela peut vous étonner, car nous avons vécu des années à bien des égards d'une facilité exceptionnelle [...] Devant ces difficultés nous ne devons pas, vous ne devez pas courber l'échine, laisser passer, attendre que l'orage nous ait abandonné [...] il faut que le gouvernement ait une politique, il faut qu'il ait une volonté, il faut qu'il ait présent à l'esprit qu'on ne gouverne qu'en prévoyant et en agissant. La formation plus restreinte que nous connaissons maintenant doit permettre précisément [...] d'atteindre à cette volonté d'agir et de progresser, de devancer l'évènement qui est attendu par le pays et qui doit permettre à la France, qui a mille atouts dans son jeu, de dominer peut être plus facilement que d'autres les difficultés et non pas simplement, comme on a trop tendance à le croire vaguement la crise du pétrole, mais toutes les difficultés de toutes espèces [...] afin de garantir la place de la France dans le monde »<sup>268</sup>*

Le plan Messmer prévoit d'une part le lancement des 12 réacteurs<sup>269</sup> de 900 MWe en 1974 et 1975 qui étaient prévus initialement par le VI Plan quinquennal pour la période 1972-1977 et d'autre part la poursuite du développement nucléaire sur le rythme de 6 à 7 réacteurs par an jusqu'en 1980<sup>270</sup>. Ce plan était déjà préparé comme le reconnaîtra Pierre Messmer :

*« Le plan que nous avons préparé était prêt et il suffisait que le gouvernement l'approuve pour que nous puissions le faire entrer en vigueur » (Dänzer-Kantof & Torres, 2013, p. 273)*

Le rythme de construction affiché dans le Plan Messmer correspond au maximum des capacités de l'industrie française et a été établi après une rencontre entre les dirigeants d'EDF et les constructeurs, comme le dit Michel Hug dans son livre sur l'histoire de l'industrie nucléaire en France<sup>271</sup>. En 1974, le gouvernement français lance ce qui reste jusqu'à aujourd'hui le plus grand programme de construction de centrales nucléaires à l'échelle mondiale. Dans la décennie 1960, 8 réacteurs nucléaires ont été réalisés en 10 ans. Entre 1974 et 1985, c'est 5 réacteurs par an qui voient leur construction démarrer. Finalement, le

---

<sup>267</sup> Il y avait, à titre de comparaison, 38 participants auparavant, dont 13 secrétaires d'État.

<sup>268</sup> Discours de Georges Pompidou à la télévision française le 5 mars 1974, disponible sur le site de l'INA, URL : <http://www.ina.fr/video/CAF94056535>

<sup>269</sup> En réalité, ce sont 13 réacteurs nucléaires dont la réalisation est lancée au cours des années 1974 et 1975. Toutefois, le réacteur n°5 de la centrale du Bugey ne faisait pas partie du Plan Messmer. Il était en fait le dernier réacteur du Plan précédent dont la réalisation fut décalée de 1973 à 1974 pour profiter du retour d'expérience du réacteur n°4 de Bugey dont la construction démarre en 1973.

<sup>270</sup> <https://www.ina.fr/contenus-editoriaux/articles-editoriaux/le-lancement-du-nucleaire-civil-en-france-en-1974/>

<sup>271</sup> Hug, M. (2009), « Un siècle d'énergie nucléaire », Académie des Technologies : Éditions Le Manuscrit, p.19-20

parc électronucléaire français compte en 2000, 58 réacteurs appartenant à 3 séries, appelées « palier », pour 6 modèles standardisés, appelés « sous-palier » (cf. Encadré 2).

### Encadré 2: Caractéristique du parc électronucléaire français

Le parc électronucléaire français compte actuellement 56 réacteurs en fonctionnement (en prenant en compte l'arrêt des deux réacteurs de la centrale de Fessenheim). Ces réacteurs sont regroupés en plusieurs séries.

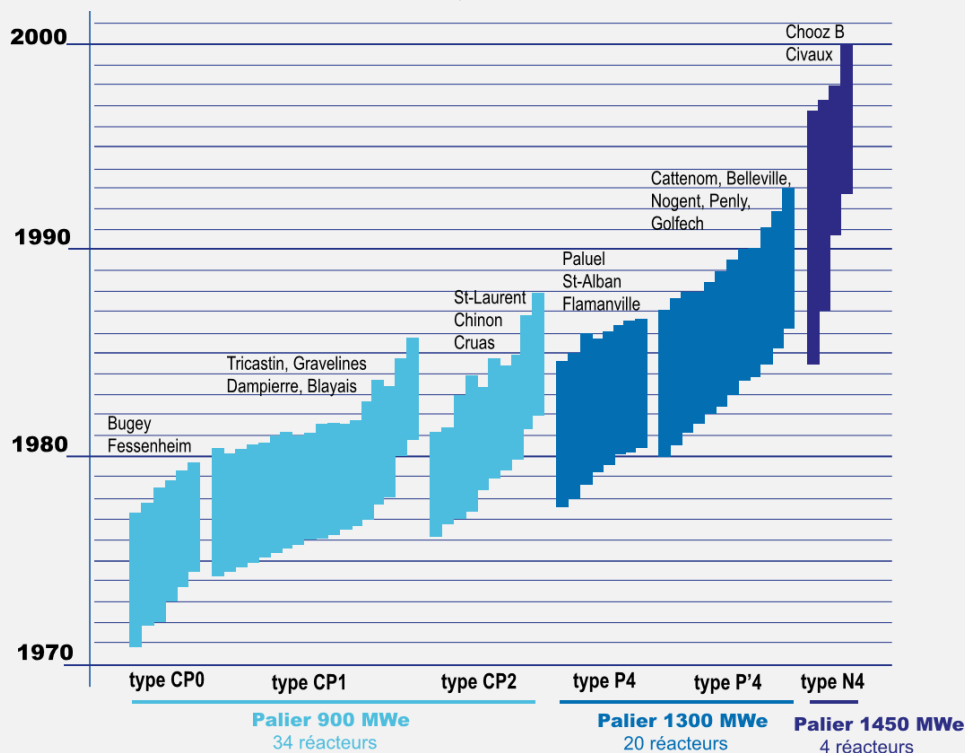


Figure 13: Graphique représentant le calendrier de réalisation des 58 réacteurs nucléaires producteur d'électricité actuellement en fonctionnement en France (à noter que les deux réacteurs de Fessenheim sont définitivement arrêtés depuis février et juin 2020).

Une première classification est effectuée en trois « paliers » fonction de la puissance unitaire des réacteurs avec respectivement 34 réacteurs de 900 MWe, 20 de 1300 MWe et 4 de 1450 MWe. Une deuxième classification est établie à partir des Contrats pluriannuels de construction (CP) correspondant à des modèles de réacteurs identiques et est considérée comme des « sous-paliers », des variantes présentant peu de différences. Les réacteurs français sont alors classés en 6 sous-paliers :

- les 6 premiers réacteurs, regroupés sur les sites de Fessenheim et de Bugey, sont considérés comme un « pré-palier » et appelés le CP0 ;
- les 18 réacteurs du sous-palier CP1 forment la première version standardisée des réacteurs à eau légère en France;
- les 10 réacteurs du CP2 présentent, comme différence la plus notable, une orientation différente de la salle des machines par rapport au bâtiment réacteur pour des raisons exclusivement de sûreté liée à une explosion potentielle de la turbine ;
- les 8 réacteurs du sous-palier P4 ont pour principales évolutions l'augmentation de la puissance du réacteur, une modification de la conception de l'enceinte de confinement et l'ajout d'un bâtiment pour les auxiliaires de sauvegarde ;
- les 12 réacteurs du P'4 présentent comme principale évolution par rapport au sous-palier précédent une diminution de la taille de certains bâtiments et donc de la disposition des équipements ;
- les 4 réacteurs du palier N4 sont considérés comme les premiers réacteurs nucléaires à eau légère entièrement français, suite au terme de l'accord entre Westinghouse et Framatome en 1992, et présentent, comme évolutions principales, l'informatisation complète de la salle des commandes et une série d'améliorations issues du retour d'expérience.

La standardisation est apparue comme un moyen efficace pour répondre aux exigences en termes de maîtrise du coût, de rapidité et cadence de construction, mais aussi de qualité imposée par le plan Messmer. Selon Simondon, la standardisation des objets techniques marque l'atteinte d'un stade avancée de concrétisation – et donc de sécurité ou de fiabilité intrinsèque – et non pas simplement la volonté de production de masse. Il écrit ainsi que :

*« Si les objets techniques évoluent vers un petit nombre de types spécifiques, c'est en vertu d'une nécessité interne et non par suite d'influences économiques ou d'exigences pratiques ; ce n'est pas le travail à la chaîne qui produit la standardisation, mais la standardisation intrinsèque qui permet le travail à la chaîne d'exister »* (Simondon, 1958, p. 27)

Ainsi, le choix du recours massif à l'énergie nucléaire pour obtenir l'indépendance énergétique et l'utilisation de réacteurs standardisés tiennent autant à une volonté politique qu'à une capacité technique autorisée par un objet technique suffisamment concret pour être répliquée. Si la standardisation est permise, elle nécessite néanmoins une dernière étape d'individualisation de l'objet technique pour s'affranchir de la variabilité des milieux technique et géographique d'un espace donné. Dans cette section, il est question de voir comment les réacteurs de technologie américaine ont été standardisés pour pouvoir être répliqués sur l'ensemble du territoire métropolitain.

Le choix de la standardisation était préparé par EDF et Framatome en amont de la crise pétrolière de 1973 et du Plan Messmer. Selon le même modèle que le développement de la centrale de Fessenheim, la construction de deux réacteurs nucléaires est lancée en 1971 sur le site du Bugey à 40 km à l'est de Lyon. Ces deux réacteurs sont également des copies aussi conformes que possible de réacteurs en développement aux États-Unis, mais, cette fois-ci, le modèle est la centrale nucléaire de North Anna en Virginie, elle aussi construite sous licence Westinghouse. La construction de la centrale du Bugey est déléguée à la Région d'équipement de Lyon d'EDF. À la différence de la Région d'équipement de Clamart qui avait travaillé sur Tihange, réacteur à eau légère, avant de réaliser Fessenheim, celle de Lyon était imprégnée de projets de natures différentes. Les derniers en date étaient le réacteur uranium-naturel-graphite-gaz de Bugey, mis en service en 1971 et le réacteur surgénérateur Phénix construit en partenariat avec le consortium d'industriel GAAA et le CEA sur le site de Marcoule. Malgré l'existence d'un service d'étude centralisé depuis 1969, le SEPTEN (cf. Encadré 3), les deux Régions d'équipement en tiennent peu compte dans la pratique, elles reculent même son autorité, du fait que leur mission est de copier des réacteurs déjà existants<sup>272</sup>. Du fait des différences culturelles entre les deux Régions d'équipement d'EDF de nombreuses divergences de conception et de réalisation sont apparues entre les centrales de Fessenheim et de Bugey. La plus marquante d'entre elle est la salle de commande. À Fessenheim elle est très proche de la référence américaine. Au Bugey, par contre, elle est entièrement adaptée à la pratique antérieure (notamment Bugey uranium-naturel-graphite-gaz) et cela du fait que la Région d'Équipement de Lyon jugeait le modèle américain comme

---

<sup>272</sup> Hug, M. (2009), « Un siècle d'énergie nucléaire », Académie des Technologies : Éditions Le Manuscrit, p.19

trop « rustique » (Dänzer-Kantof & Torres, 2013, p. 220). L'écart entre les deux centrales est l'objet de nombreuses discussions entre les Région d'Équipement et le SEPTEN et a été relevé comme un argument important pour poursuivre plus encore la politique de centralisation des études de conception ainsi que la standardisation des réacteurs.

### Encadré 3 : Création d'un service centralisé d'expertise des questions de sûreté à EDF

EDF est le résultat de la nationalisation et du regroupement de plus de 1450 sociétés françaises de production, de transport et de distribution d'électricité et de gaz. La diversité et le grand nombre d'entités avaient poussé les dirigeants d'EDF à décentraliser la direction de l'établissement et à créer des succursales régionales très autonomes autant pour la conception que pour l'exploitation des installations électriques, elles-mêmes très variées (Picard *et al.*, 1985). Ainsi, dans les deux premiers chapitres de la thèse deux centres d'ingénierie d'EDF ont été au cœur de l'analyse – la Région d'équipement de Tours et la Région d'équipement de Clamart – sans faire intervenir d'échelon central hiérarchiquement supérieur. Cette organisation décentralisée a été jugée en partie responsable de la difficulté de l'établissement à atteindre le stade de la compétitivité pour les centrales nucléaires fonctionnant à l'uranium naturel et refroidi au gaz carbonique<sup>273</sup>. Parallèlement à la guerre des filières, EDF a engagé un « *virage commercial* » en 1967 qui visait à modifier l'organisation pour la rendre plus apte à répondre aux enjeux qui étaient les siens, notamment « *construire les meilleures centrales au moindre coût* »<sup>274</sup>.

Sur le plan technique, la recherche d'optimisation économique s'est traduite aussi bien par l'utilisation d'analyse coût/bénéfice, par la recherche de simplification, par la standardisation que par le parangonnage. D'un point de vue organisationnel, le « *virage commercial* » d'EDF s'est concrétisé par la centralisation d'un certain nombre de compétences et l'émergence de nouveaux services. De 17 régions d'équipements<sup>275</sup>, EDF est passée à cinq, auquel s'est ajouté un nouveau service central d'étude et de conception, le Service des études et projets thermiques et nucléaires (SEPTEN), qui était qualifié en interne de « *théoricien du nucléaire* » (Dänzer-Kantof & Torres, 2013; Foasso, 2003). Le but de la création du SEPTEN était, selon Cyrille Foasso, d'asseoir une doctrine technique commune (Foasso, 2003). Le SEPTEN a la responsabilité technique de la conception des équipements thermiques, classiques et nucléaires, ainsi que de la rédaction des spécifications et réglementations relatives à ceux-ci. Concrètement, le SEPTEN a vocation à régler les aspects généraux de conception, tandis que les Régions d'équipements garderont la charge de l'adaptation du général au particulier pour tenir compte des spécificités des sites d'implantation, et de conduire la réalisation. Par ailleurs, le SEPTEN est aussi un service support pour les Régions d'équipements lors de la réalisation effective des projets et vise également à capitaliser l'expérience et les connaissances acquises pour chacun d'entre eux.

La création du SEPTEN s'ancre parfaitement dans la logique commerciale qui s'imisce dans le programme nucléaire français à la fin des années 1960. La gestion centralisée des problématiques de conception, de doctrine et de sûreté a également été une réponse adéquate aux grandes décisions de la période 1969-1974. Il devient l'acteur central pour acquérir et formaliser la maîtrise de la nouvelle technologie de réacteur à eau légère. Les agents du SEPTEN peuvent être considérés comme les *alter ego* des ingénieurs de sûreté du CEA, mais impliqués moins dans l'évaluation des risques que dans la construction de la sécurité dans le processus de concrétisation de l'objet technique. Ils deviennent de ce fait les interlocuteurs privilégiés des experts du CEA pour les questions de sûreté. Par ailleurs, la création du SEPTEN engendre un intermédiaire entre les équipes chargées de la réalisation des installations nucléaires et les experts du CEA. Auparavant, la Commission de sûreté des installations atomiques, l'organe de décision et le Groupe de travail de sûreté des piles, l'organe d'étude, discutaient directement avec les régions d'équipement et avaient à elles seules la charge des risques dans ses trois modes d'existence (objet politique, objet scientifique, objet technique) ; désormais ils interagissent avec le SEPTEN qui se charge à son tour de traduire le résultat des discussions aux différentes régions d'équipement. Cet intermédiaire supplémentaire introduit un delta entre les problèmes particuliers de conception et de réalisation rencontrés sur site et les discussions plus théoriques de conception générale des réacteurs à eau légère. Plus encore il solde la détention par EDF, seule, du risque dans le mode d'existence de l'objet technique ; le CEA n'ayant plus directement de prise sur le processus de concrétisation. De ce fait se met en place une nouvelle répartition de la charge du risque entre les *experts* du CEA et d'EDF, ces derniers ayant la responsabilité du risque dans le mode d'existence des objets techniques et ceux du CEA dans le mode d'existence politique et scientifique. Le SEPTEN compte au premier avril 1970, 270 agents pour 1586 dans les Régions d'équipements. Son effectif est prévu pour le long terme à 400 agents (en 2017, il compte 700 agents).

<sup>273</sup> C'est en tout cas l'avis de Michel Hug, directeur de l'équipement à EDF entre 1972 et 1982 (source : Hug, M. (2009), « Un siècle d'énergie nucléaire », Académie des Technologies : Éditions Le Manuscrit)

<sup>274</sup> EDF, « Service études et projets thermiques et nucléaires – SEPTEN – », 23 avril 1970, p.5 (Fonds d'archives EDF)

<sup>275</sup> Les régions d'équipement sont les centres de conception et de maîtrise d'œuvre qui ont la charge complète de la réalisation des installations industrielles au plan local.

Durant l'année 1972 se dessine au SEPTEN un programme de développement d'une conception standardisée, synthèse des expériences de Fessenheim et du Bugey. La question est de savoir comment faire évoluer ces deux centrales « *du statut de copie à celui de précurseur d'une grande série* »<sup>276</sup>. Des efforts de synthèse entre les deux conceptions sont alors menés par les experts du SEPTEN et sont concrétisés de deux façons. D'une part, des modifications de conception des réacteurs en construction ou partiellement réalisés sur les sites de Fessenheim et Bugey sont effectuées pour rapprocher les deux modèles. La plus importante de ces modifications est le changement de l'assemblage combustible des réacteurs de Fessenheim (passage de 15x15 à 17x17 assemblages combustibles dans le cœur du réacteur). D'autre part, un nouveau modèle de réacteur est dessiné à partir de la synthèse des deux centrales nucléaires en construction et utilisé dès le début de l'année 1973 pour la réalisation de deux nouveaux réacteurs sur le site de Bugey. À titre d'exemple, ces deux nouveaux réacteurs reprennent la conception de la salle de commande des réacteurs de Bugey déjà en cours de construction, mais utilisent le génie civil, en particulier de l'enceinte de confinement, de Fessenheim. La nouvelle conception est effectuée aux dépens de la culture forte d'EDF d'optimisation. Par exemple, la reprise du génie civil de Fessenheim sur le site de Bugey introduit des marges jugées superfétatoires du point de vue de la robustesse parasismique, le site de Bugey étant considéré comme moins sismique<sup>277</sup>. Ainsi, l'objectif derrière ces efforts de rapprochement est de former une série cohérente entre les 6 premiers réacteurs à eau légère, qui est appelée le CP0 (cf. Encadré 2). À la suite de ce travail, le SEPTEN ainsi que le Comité des chefs des études des régions d'équipement, un organe créé *ex nihilo* en septembre 1973 et dont « *les choix vont gouverner l'évolution du programme français pendant trois décennies* »<sup>278</sup>, prépare un nouveau pallier standardisé à partir du CP0, le CP1. C'est ce sous-pallier qui est réalisé dans le cadre du plan Messmer et qui fonde le premier modèle standardisé de réacteur.

Le principe de la standardisation est de proposer une conception de centrale nucléaire qui puisse être répliquée sur différents sites sans modifications importantes. Toutefois, il n'est pas pour autant question de développer une conception qui pourrait être valable partout ni à l'opposé un standard qui ne serait valable que dans des conditions trop précises, sur un nombre de sites potentiels trop limité. C'est ainsi qu'EDF définit, dans un document promotionnel des réacteurs de conception française pour l'exportation, la politique de standardisation par la quête d'un raisonnable compromis entre un standard qui serait une simple enveloppe et par conséquent trop cher et un standard qui serait trop optimisé et alors trop difficilement répliquable :

*“It would be costly, and even unrealistic to try to define a standard project that might cover all the possible places, but on the contrary choosing sites to suit a specific project would be over-selective and therefore inconceivable. A reasonable compromise consists in a standard project*

---

<sup>276</sup> Ibid., p.25

<sup>277</sup> Schématiquement, le génie civil des deux premiers réacteurs à eau légère de la centrale nucléaire de Bugey est dimensionné pour un séisme majoré de 0,1g, tandis que les deux suivants le sont pour un séisme de 0,2g. (source : Rapport DSN n°47, « Analyse du rapport de préliminaire de sûreté de Bugey 4-5 - deuxième partie », avril 1974, p. 35-42)

<sup>278</sup> Hug, M. (2009), « Un siècle d'énergie nucléaire », Académie des Technologies : Éditions Le Manuscrit, p.20

*suitable for the large majority of sites and designed moreover to be adapted, without great difficulty, to more constraining sites*<sup>279</sup>

Le compromis derrière la standardisation est effectué de sorte que la conception soit répliquable sur une majorité des sites tout en pouvant être adaptable facilement dans le cas où un site considéré présenterait des conditions plus contraignantes que celles prévues dans le standard. Les principales contraintes de l'environnement à prendre en compte dans la définition des sites sont la qualité du sol de fondation, les aléas naturels (séisme, inondation, vent, environnement industriel, chute d'avion, etc.), les caractéristiques de l'environnement en cas de relâchement de radionucléides (densité de population, rosace des vents, présence de nappe phréatique, cours d'eau, etc.) et la qualité de l'apport en eau pour le fonctionnement sûr de la centrale. Pour EDF ; parmi ces contraintes, le risque sismique est un paramètre central en ce qu'il impacte le dimensionnement de l'ensemble des éléments de l'installation et peut engendrer des fluctuations importantes du coût des réacteurs<sup>280</sup>.

Du point de vue de la robustesse parasismique, le modèle standard est issu d'une version améliorée de la conception de la centrale de Fessenheim. Trois types d'améliorations ont été apportées. La première est une amélioration de la stabilité de certains bâtiments. En particulier, l'emprise au sol du bâtiment électrique et du bâtiment combustible a été augmentée (respectivement 520m<sup>2</sup> et 350m<sup>2</sup> à Fessenheim contre 1035m<sup>2</sup> et 1364m<sup>2</sup> pour le palier standardisé) et le bâtiment de liaison a été solidarisé au bâtiment électrique pour éviter les entrechoquements<sup>281</sup>. Ensuite, une amélioration des conditions d'installations de certains équipements importants pour la sûreté a été réalisée en augmentant leur fréquence propre ou en découplant leurs mouvements du mouvement de la structure par des amortisseurs. C'est le cas du supportage des pompes primaires (qui assurent la circulation de l'eau dans le circuit primaire et donc le refroidissement du cœur), utilisant à l'origine un système à butées fixes, remplacé par un système d'amortisseurs. Enfin, une amélioration du dimensionnement de certains bâtiments. En particulier, l'architecture du bâtiment électrique a été modifiée et l'épaisseur du béton a été augmentée pour l'enceinte de confinement (de 1,7 m à 1,80 m), pour le radier (de 1m à 4,20m)<sup>282</sup> et pour les structures internes du bâtiment réacteur dans le but premier d'améliorer la qualité du béton<sup>283</sup>.

La mise en série de la conception de Fessenheim pour le palier standardisé suppose également de reprendre les paramètres utilisés dans les calculs de conception. En particulier, cela a été le cas pour le choix du séisme de base et du séisme hypothétique maximal représenté

---

<sup>279</sup> EDF, « Standardization of pressurized water reactor power plants in the French nuclear program », juin 1983, Section 2, p.1.

<sup>280</sup> Ibid.

<sup>281</sup> Pichery, Bernard & Petit, Gérard (EDF/SEPTEN), « Études de génie parasismique relatives au palier PWR 900 Mw », E-REM/PWR 900 Mw - SN 3, 11 octobre 1974, p.29 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>282</sup> Rapport SAM n°48, « Bases de conception des enceintes de confinement des REP 900-1300-1400 MWe », mai 1988

<sup>283</sup> Lorsque du béton frais coule sur un béton durci, il se forme une zone dite de reprise d'effort. Cette zone peut représenter une faiblesse potentielle si la reprise du bétonnage n'est pas bien effectuée. Pour contrevenir à ce phénomène, la partie durcie est traitée de façon à encourager la prise du béton frais. L'augmentation de l'épaisseur du béton pour le palier standardisé, en particulier pour l'enceinte de confinement, visait à faciliter le traitement des zones de reprise d'effort.

respectivement par le spectre de dimensionnement EDF normalisé à  $0,1g$  et par le spectre de dimensionnement EDF normalisé à  $0,2g$ <sup>284</sup>. Ces paramètres, qui sont aussi des hypothèses de conception sont réifiés de fait par la mise en série du génie civil de Fessenheim. Ainsi, pour la construction d'une centrale standard, il faut que le site d'implantation ait des caractéristiques au maximum similaires à celles retenues pour la conception de Fessenheim. Dans le cas contraire, il faut aménager la conception de la centrale, comme c'est notamment le cas de la centrale nucléaire de Cruas<sup>285</sup>.

La mise en série des réacteurs nucléaires entraîne une standardisation de l'objet technique. La robustesse parasismique dépend alors non plus de l'adéquation entre la conception et l'aléa sismique du site, mais de l'écart séparant les capacités de résistance du modèle générique et de l'aléa spécifique d'un site quelconque. Le jugement dans la robustesse des installations nucléaires se modifie alors complètement et tend à se standardiser autour d'une intercomparaison des spectres de dimensionnement standardisés - ceux de la centrale de Fessenheim - et des spectres adaptés à l'aléa spécifique d'un site. Cette logique est représentée par Jean Fauré, expert du CEA, dans un manuel retraçant la pratique française en matière d'évaluation de la sûreté des sites nucléaires, par la figure suivante :

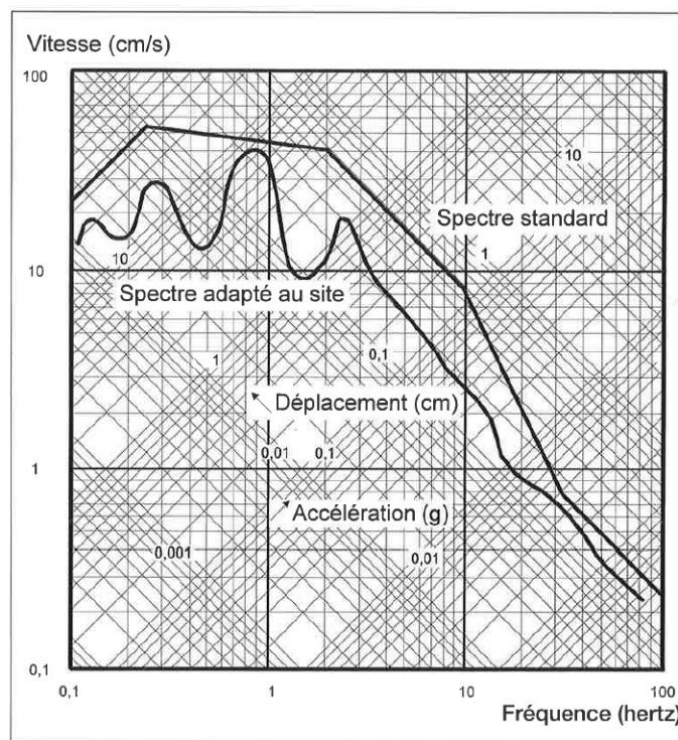


Figure 14: Fauré, J. (1995), « Approche de la sûreté des sites nucléaires », p.50

<sup>284</sup> Rapport SAM n°48, « Bases de conception des enceintes de confinement des REP 900-1300-1400 MWe », mai 1988, p.32

<sup>285</sup> Rapport SAM n°48, « Bases de conception des enceintes de confinement des REP 900-1300-1400 MWe », mai 1988, p.32

Jean Fauré précise que cette façon de procéder est directement liée à la politique de standardisation des centrales nucléaires. Il précise ainsi que :

« Dans le cadre d'une telle normalisation, l'objet des études de sûreté se modifie quelque peu. Il consiste à vérifier que les évaluations des aléas sur le site où seront bâties les tranches nucléaires, conduisent à des contraintes inférieures à celles qui définissent le standard. Dans l'hypothèse inverse, il y aura lieu, soit de renoncer au projet, soit d'utiliser des dispositifs renforcés ou complémentaires »<sup>286</sup>

Ainsi, l'aléa sismique du site de Fessenheim, représenté par le spectre moyen de 8 accélérogramme de 5 séismes californiens (Figure 12), devient la base de conception et de tous les autres réacteurs du même palier technique. La robustesse parasismique des autres réacteurs est alors établie par une comparaison de la sismicité du nouveau site par rapport à celle du site de Fessenheim. Si la sismicité du nouveau site est supérieure à celle du site de Fessenheim alors la robustesse parasismique est compromise. L'intercomparaison des deux spectres permet d'établir une convention d'équivalence entre les différents modes d'existence du risque. Le mode d'existence scientifique du risque et celui de l'objet technique ont pu être présentés sur un même graphique ; la comparaison des deux permet de décréter la robustesse ou non du projet. Une fois décrétée, la robustesse ne fait plus l'objet de questions ou de positionnements politiques et permet donc d'acter l'acceptabilité du projet. Ce mode de décision est la première convention d'équivalence régissant la conviction vis-à-vis du caractère robuste ou non d'une installation nucléaire. Cette convention peut se comprendre comme un mode d'interprétation des informations données par la chaîne de transformation entre séisme et centrale.

Le spectre de dimensionnement EDF normalisé à 0,2g pour le séisme maximal est la référence pour tout le palier 900 MWe. Les paliers 1300 MWe et 1450 MWe utilisent quant à eux le spectre de dimensionnement de la *Nuclear Regulatory Commission*, l'organe de régulation des risques nucléaires des États-Unis, normalisé à 0,15g tel que défini dans le *Regulatory Guide 1.60*<sup>287</sup>. En dépit de l'accélération de référence plus basse, ces deux spectres engendrent des mouvements globalement équivalents du fait de la forme plus conservatrice du spectre américain. Le projet de réacteur *European Pressurized Reactor* (EPR), actuellement en construction sur le site de Flamanville, utilise le spectre réglementaire américain normalisé à 0,25g<sup>288</sup>.

---

<sup>286</sup> Fauré, J. (1995), « Approche de la sûreté des sites nucléaires », IPSN, p.26

<sup>287</sup> Les ingénieurs du SEPTEN d'EDF estiment que l'utilisation du spectre américain plutôt que du spectre EDF donne « une réponse légèrement plus importante avec le spectre NRC, de l'ordre de 15% » (EDF-SEPTEN, « Comparaison du comportement sismique du bâtiment réacteur PWR 900 MWe Fessenheim pour deux spectres de sol : spectre EDF 74 et spectre NRC (Regulatory Guide 1.60) », 6 juillet 1977, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°259747)).

<sup>288</sup> Le spectre américain a été défini pour plusieurs types de sol (mou, moyen et dur) et intégré à la réglementation européenne (source : *European Utility Requirements for LWR Nuclear Power plant (EUR)*, Volume 2 - Generic Requirements chapter 4, Design Basis (part. 2), section 2.4.6.4.1 ; <http://www.europeanutilityrequirements.org/EURdocument/EURVolume1,2,4/Volume2.aspx>).



La mise en série de l'industrie nucléaire oblige à redéfinir le procédé industriel. La standardisation du produit encourage la standardisation de la chaîne de production et pour cela la stabilisation d'un système d'acteurs. Tout l'intérêt industriel de la standardisation réside dans les capacités à produire effectivement des centrales nucléaires suffisamment similaires pour profiter de l'effet de série. Cet effet de série doit garantir des délais de construction plus courts, une réduction du coût de construction et une amélioration globale de la fiabilité et de la sûreté grâce aux retours d'expérience. La mise en série a eu pour effet de renverser la logique du processus d'instauration de la robustesse parasismique. Avant cela, la conception de chaque installation nucléaire engageait le processus d'individualisation de l'objet technique par rapport à l'aléa sismique spécifique du site. Désormais, il s'agit de sélectionner un site qui ne remette pas en cause la robustesse du modèle standard.

# Conclusion de la première partie

La période entre 1960 et 1964, est selon Cyril Foasso, celle du début de « l'institutionnalisation de la sûreté » et de la fin de « l'empirisme des débuts » (Foasso, 2003). Ceci se concrétise dans le cas de la robustesse parasismique par les essais-erreurs, par la multiplication des projets techniques, par l'accumulation de données et l'apprentissage qui en découle. Ce qui qualifie ces pratiques, c'est le bricolage : les imperfections et les défauts de conception sont comblés par des solutions sur mesure, improvisées au cas par cas. Ces pratiques sont marquées par une importante réactivité dans la gestion des problèmes techniques et par la volonté d'échafauder des solutions pérennes à ces problèmes, qui transcendent le cas présent et préparent déjà le projet suivant. La découverte de la menace sismique sur le site de Cadarache est prise très au sérieux par les experts du CEA qui mobilisent des acteurs tiers pour tenter d'améliorer au maximum la robustesse du projet Rapsodie, dont la construction a déjà démarré. Pour autant, il n'est pas question de remettre en cause tout le projet ou même de le retarder. Ils cherchent à faire au mieux avec le « déjà-là », à trouver des solutions compensatoires, mais pas à revoir ce qui est fait : on accepte qu'un réacteur ne soit pas tout à fait robuste dans la mesure où le prochain le sera. La non-robustesse d'un réacteur construit la robustesse des prochains.

Quelle forme prend la robustesse ? Durant cette période, la robustesse est instaurée par l'utilisation de savoirs et compétences scientifiques et techniques fournis par des entreprises et experts extérieurs qui sont mandatés contractuellement par les experts du CEA. C'est l'adaptation constante aux événements sans formalisation de doctrine claire. Être robuste, c'est simplement faire que le réacteur ne dysfonctionne pas exagérément avec le peu de connaissances disponibles. C'est donc à la fois lacunaire, et néanmoins l'objet de grands investissements. C'est là un élément important : le séisme n'est pas considéré comme une menace illusoire, comme c'est souvent le cas dans les milieux d'ingénieurs français de l'époque ; c'est au contraire, un nouveau risque que les experts du CEA comptent bien intégrer au processus de concrétisation de l'objet technique pour qu'il ne soit plus, à terme, une menace.

L'intégration de l'instauration de la robustesse parasismique au processus de concrétisation de l'objet technique appelle cependant à prendre en main la problématique ; dans cette première période, les experts du CEA n'ont pas les compétences suffisantes et font appel à une entreprise tierce, le Bureau Veritas, qui lui-même fait intervenir un expert étranger, l'américain Mario Salvadori. Le travail des ingénieurs français est nettement moins avancé que celui de leurs homologues américains dans la prise en compte du séisme comme problématique technique dans la conception : les premières règles conventionnelles sont très récentes, encore peu appliquées, simplificatrices et fournissent des gages de résistance

incompatibles avec les exigences de sécurité des industries à risques. Le chantier est immense pour les experts du CEA : de l'évaluation de l'aléa sismique à sa transformation en force puis en actions mécaniques, en passant par l'analyse du comportement des installations à une échelle plus fine que celle permise par les pratiques habituelles, rien n'est donné. Pire encore, les premiers tâtonnements révèlent un domaine très variable et très incertain : d'un postulat à l'autre, les résultats changent d'un ordre de grandeur.

L'instauration de la robustesse parasismique nécessite alors une montée en compétence des experts français. Ainsi est créée, en 1964, une première « équipe » dédiée à la question sismique au sein des experts du CEA. Pour la première fois, la sûreté des installations nucléaires n'est plus simplement une question de physique nucléaire – elle ne se joue plus seulement dans la recherche de cohérence interne de l'objet technique – mais elle devient aussi une question de cohérence externe entre le milieu technique et le milieu géographique. Le besoin inégalé de sécurité des installations nucléaires requiert une maîtrise sans précédent du milieu géographique des objets techniques. Les premiers experts sûreté du CEA vont alors s'efforcer d'exprimer la problématique posée par la menace, en termes de défis techniques pour les futurs concepteurs de centrales. Ce sont alors les ingénieurs des bureaux d'études du GAAA puis d'EDF, et non les physiciens du CEA, qui vont se charger de réaliser tour à tour ce défi sur le site de Fessenheim.

La centrale alsacienne est un cas fondateur de la robustesse parasismique dans l'industrie nucléaire française. La vie de cette centrale, d'abord comme le projet de premier réacteur de technologie française voulu compétitif sur le marché de l'énergie, puis comme premier site d'implantation de réacteurs de technologie étrangère, et enfin comme modèle pour la mise en série des réacteurs nucléaires, a phagocyté une partie importante des efforts faits en France entre 1964 et 1974 pour élaborer la robustesse des installations nucléaires. Le cas spécifique du séisme, à l'instar des autres thèmes liés au milieu géographique des installations, est d'autant plus influent sur la forme prise par la robustesse en France.

Lors de la réplique du réacteur de Saint-Laurent-des-Eaux sur le site de Fessenheim, la problématique de la mise en adéquation de l'objet technique et de son nouveau milieu géographique a été primordiale. Effectivement, jusqu'à 1964, chaque réacteur était conçu dans une relation très étroite avec les caractéristiques de son environnement. La volonté de quitter le stade expérimental du nucléaire, pour aller vers son industrialisation, a engagé le développement d'un modèle plus standardisé de réacteur qui puisse être répliqué sans modification structurelle. Pour passer du Loir-et-Cher dans le Haut-Rhin, il fallut appréhender le comportement de l'objet technique dans son nouvel environnement ; il fallut le désadapter, l'individualiser de son milieu géographique pour reprendre le vocabulaire simondonien. La menace sismique plus pesante à Fessenheim qu'à Saint-Laurent a obligé les ingénieurs du GAAA puis d'EDF à explorer la capacité du réacteur à résister à un aléa plus fort. Poussés par une logique d'optimisation et de rationalisation de la robustesse parasismique, ils ont œuvré à améliorer la chaîne de transformations reliant le séisme et la

centrale, de sorte à augmenter la maîtrise de la relation entre les deux éléments. Deux grandes étapes ont permis cela.

Premièrement, c'est en déclinant la chaîne de transformations à l'échelle, non plus de l'ensemble technique (le bloc-réacteur) mais à celle des individus techniques (alimentations électriques, systèmes de refroidissement, jupe de supportage de l'empilement graphite, Graphite, Tubes guides fixes, barre de contrôle, caisson réacteur en béton précontraint, piscine combustible) via la construction de plan de sauvegarde, que l'individualisation s'est réalisée. En effet, en spécifiant la relation individuelle entretenue entre une sollicitation d'origine sismique et un équipement particulier, la frontière entre milieu technique et géographique a pu être tracée de façon plus fine, mieux adaptée aux spécificités locales. Cette résolution nouvelle permet de définir les limites de comportements acceptables des différents individus pour qu'ils ne compromettent pas le fonctionnement ou la sécurité de l'ensemble technique. En retour, cette résolution permet également de moduler la conception de tel ou tel individu pour renforcer la robustesse parasismique de l'ensemble. Par contre, si la transformation s'est affinée, elle reste encore une équivalence statique, valable pour un aléa sismique donné et une représentation particulière de son action.

Deuxièmement, la simulation via les premiers codes de calculs informatisés a permis de franchir un cap supplémentaire en intégrant aux relations d'équivalence une variabilité aux différents paramètres du milieu technique et du milieu géographique ; en faisant varier la sollicitation sismique et l'architecture de l'ouvrage. Le problème central rencontré par les ingénieurs qui ont eu la charge de conduire ce processus d'individualisation a été de devoir rassembler et échafauder tous les éléments nécessaires à la mise en simulation de la relation, entre un phénomène naturel encore largement méconnu et une technologie en cours de concrétisation, le tout dans un contexte de course à la rentabilité. C'est en recourant massivement aux connaissances et aux données américaines qu'ils ont rendu ce processus possible, dans un laps de temps relativement court. De ce fait, il a fallu faire venir, au moins virtuellement, la sismicité californienne dans le Haut-Rhin. Bien qu'adapté pour correspondre à l'intensité sismique de la région française, le phénomène sismique conserve sa signature californienne. Que ce soit par l'utilisation d'un enregistrement d'un séisme réel ou par la construction d'un spectre à partir d'une collection d'enregistrements, à chaque fois la donnée est californienne et retranscrit les caractéristiques spécifiques du sol et du sous-sol de cette région, dont rien ne dit, pour le moment, qu'elles correspondent à celles de l'Est de la France.

Une fois exprimée avec ce degré de résolution et en tenant compte de la variabilité, la chaîne de transformations entre séisme et centrale permet d'adapter l'objet technique à une variété de milieux géographiques et ainsi de l'individualiser. Le processus d'individualisation, en partie accompli, permet d'intégrer progressivement les deux autres modes d'existence du risque : une politique du risque et la science du risque. La maîtrise de la traduction à l'échelle individuelle éclaire les conséquences techniques et économiques d'une exigence de sécurité

particulière. De la sorte, il devient possible de moduler l'objet technique en fonction d'un objectif de sûreté et/ou de fiabilité défini politiquement. De la même manière, la simulation autorise plus qu'avant la prise en compte de l'évolution des connaissances scientifiques sur l'aléa sismique, sur son mode d'action ou sur la réponse de l'objet technique à l'échelle de l'ensemble, de l'individu, voire même de l'élément. Ce faisant, il devient possible de mettre en adéquation des coûts, des objectifs de sûreté et des choix de conception dans la conduite du projet.

Par ailleurs, la simulation devient également un outil de connaissance. Par la congruence plus élevée du code Transésisme sur le code Amplimax avec les observations de dommages après un séisme, la simulation a permis de confirmer la nature du signal sismique. Il s'agit d'une onde transitoire et sa simplification en onde harmonique surévalue nettement les mouvements du sol. Pour autant, l'amélioration de la chaîne de transformations n'a pas réduit les incertitudes ni la variabilité de ces résultats. Entre deux codes de calculs successifs, les résultats en termes d'actions mécaniques varient d'un facteur 10, l'ordre de grandeur des incertitudes qui caractérisait déjà la traduction avant la simulation. Les choix dans les paramètres, dans le mode de représentation du séisme, dans le mode de représentation des individus techniques et de leur relation, dans le mode de sollicitation de l'ensemble, dans la prise en compte ou non du sol, etc. influent tous sur le résultat final, si bien que, malgré l'individualisation de l'objet technique, sa robustesse dépend encore intégralement d'une conviction partagée au sein d'une arène subpolitique, et non d'une démonstration scientifique. En effet, le caractère relationnel de la robustesse fait qu'elle dépend tout autant de traits objectivables que de la conviction fugace d'une communauté de pratiques. Sans changer d'un boulon, la robustesse parasismique du réacteur nucléaire de Fessenheim pouvait être obtenue : soit au prix de quelques modifications (pour quelques millions d'euros) en 1965 ; soit au prix de très nombreuses modifications matérielles, dont certaines structurelles (changement de fondations), et même stratégiques (il devenait plus rentable de rendre la centrale asismique par de nombreuses modifications plutôt que de réparer les probables et très nombreux dégâts occasionnés dans un futur probable) en 1967 ; soit en ne changeant rien et même en réduisant l'épaisseur de la couche de néoprène en 1968.

Alors que tout semblait prêt, que le réacteur de Saint-Laurent semblait pouvoir être répliqué tel quel sur le site de Fessenheim sans compromettre sa robustesse, eu égard à la menace sismique plus importante, la décision fut prise d'abandonner cette filière de réacteur et d'acheter, outre-Atlantique, une licence toute prête de réacteur de technologie différente. Le transfert technologique a entraîné les acteurs du nucléaire français à comparer leurs outils, connaissances et pratiques de conception, à celles qui ont cours aux États-Unis. De cette confrontation est née une nouvelle pratique faite d'importation d'outils ou de pratiques, mais aussi et surtout d'adaptation des outils et pratiques antérieures au transfert. Ainsi, si d'un point de vue strictement matériel, le transfert de technologie a une influence indéniable, du point de vue de la robustesse parasismique c'est l'adaptation de la pratique précédente qui a prévalu. En particulier la chaîne de transformations entre le séisme et la

centrale est demeurée presque inchangée : les transformations permettant de passer de l'intensité macrosismique à l'accélération, puis de l'accélération aux actions mécaniques spécifiées selon les différents endroits de la centrale, sont celles qui étaient utilisées auparavant et qui ont été aménagées, aussi bien pour tenir compte des différences structurelles des nouveaux réacteurs que des nouvelles connaissances disponibles. Deux conclusions découlent de cette permanence de la robustesse malgré le changement de technologie de réacteur : d'une part, tout le travail effectué depuis 1946 pour élaborer la robustesse des installations nucléaires n'aura pas été vain ; d'autre part, la chaîne de transformations dressée entre un modèle particulier de réacteur et un aléa sismique spécifique transcende le cas particulier. Effectivement, les relations créées pour traduire le phénomène sismique en action mécanique, bien que profondément ancrées localement, peuvent facilement s'adapter à des changements de conditions. Ainsi, le caisson pressurisé en béton précontraint de la technologie française a pu être remplacé aisément dans le code de calcul par le bâtiment réacteur de la technologie américaine, en dépit de leur différence. En outre, la conservation du site de Fessenheim a permis de reprendre l'évaluation et la représentation de l'aléa sismique effectuées avant le transfert technologique ; tout au plus, cet aléa a été vérifié en essayant la méthode d'évaluation de l'aléa sismique américaine.

La centrale de Fessenheim, enfin, a été érigée en modèle. Plus exactement, la mise en série des réacteurs nucléaires dans l'optique de la réalisation d'un vaste programme de construction a été réalisée à partir de l'installation du Haut-Rhin. Du point de vue de la robustesse parasismique, quelques modifications ont été apportées, mais à la marge. En grande partie, le modèle standard de réacteur reprend la conception de Fessenheim. La conséquence première de cela est que le modèle standardisé de réacteur est robuste au milieu géographique du site de Fessenheim, et en particulier, à l'aléa sismique de cette région. De la sorte, les futurs sites choisis devront, pour accueillir un réacteur du modèle standard, présenter un aléa sismique inférieur à celui du site de Fessenheim. La robustesse peut alors être instaurée de façon systématisée par une convention d'équivalence entre les différents modes d'existence du risque. En effet, l'intercomparaison du spectre de dimensionnement utilisé pour Fessenheim et des spectres de mouvements sismiques de nouveaux sites permettent de fonder la conviction dans la robustesse sur un critère simple : soit la courbe de l'aléa dépasse celle de dimensionnement et l'installation n'est pas robuste, soit elle ne dépasse pas et l'installation est robuste.

L'importance du site de Fessenheim comme incubateur de mode d'ingénierie pour la prise en compte du risque sismique a eu un impact déterminant sur la robustesse parasismique des installations françaises. En particulier, la sismicité du site est relativement comparable à la sismicité californienne ; dans les deux cas, il s'agit de séismes relativement puissants (supérieurs à magnitude 6 sur l'échelle de Richter) et dont l'épicentre des séismes historiques se situe à une distance de plusieurs dizaines de kilomètres. De la sorte, les méthodes, outils et connaissances californiennes, paraissent à travers le cas de Fessenheim tout à fait adaptés au contexte sismique français. Implicitement, une représentation uniforme de la menace

sismique, comme un phénomène physique semblable en tout point du globe, se répand alors dans les réseaux d'experts de la sûreté nucléaire. Pourtant, comme vont le remarquer les acteurs de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire, du point de vue de la sismicité de la France métropolitaine, le site de Fessenheim représente l'exception plutôt que la règle.

## Partie II : Tricastin et la réalisation de la robustesse à échelle industrielle

Cette partie porte sur l'instauration de la robustesse parasismique des installations nucléaires à échelle industrielle. Elle cherche à montrer que l'instauration de cette robustesse prend place, dans le cadre du programme industriel français de développement de l'industrie électronucléaire dit du « plan Messmer », dans la confrontation entre le modèle standardisé de réacteur nucléaire et la spécificité des différents sites d'implantation. Au cours de la période 1964-1974, l'instauration de la robustesse parasismique se réalisait à travers la pratique de conception par l'attention portée à la mise en adéquation des formes de l'objet et de la menace naturelle. C'est la chaîne de transformations entre séisme et centrale qui permettait de traduire la menace en dispositifs techniques. Dans la période de construction du parc électronucléaire, il n'est plus question de modifier la conception standardisée ; c'est donc d'une tout autre façon que la robustesse va être instaurée. Plutôt que de concevoir une installation robuste au séisme, il va désormais être question de démontrer la robustesse d'une installation donnée face aux différents aléas sismiques des différents sites d'implantation.

De ce fait, la robustesse parasismique s'instaure d'abord à l'occasion de la sélection du site et de la rédaction du décret d'autorisation de création. Ensuite, en parallèle de l'avancement des travaux de construction, une étape clé du processus d'instauration de la robustesse réside dans la rédaction de différentes versions successives d'un « rapport de sûreté » spécifique à chaque centrale. Le rapport de sûreté est un outil de travail qui formalise et influe sur l'action collective de différents acteurs de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire. Il est un objet intermédiaire (Vinck, 1999b, 2009) qui circule et joue un rôle de médiateur entre les trois protagonistes (l'exploitant, l'organe d'expertise et l'organe administratif de sûreté) de l'arène subpolitique afin de faire converger la forme de l'objet technique vers une version qui convienne aux exigences propres à chaque acteur. L'élaboration du rapport de sûreté cadre et rythme l'action. Il existe plusieurs versions du rapport de sûreté qui sont rattachées à la vie du projet et qui se modifient à mesure que le projet avance : une version préliminaire conditionnant l'autorisation de création et le début des travaux ; une version provisoire conditionnant l'autorisation de chargement en matières dangereuses radioactives ; une version définitive conditionnant la mise en service à pleine puissance du réacteur.

Cette partie est centrée sur un site particulier, celui de Tricastin, mais qui n'est pas un simple exemple illustrant l'instauration de la robustesse ; il est le cas fondateur de la réalisation de la robustesse parasismique à échelle industrielle en France. La construction d'un modèle standard de réacteur sur différents sites suppose, en effet, quelques aménagements pratiques dans l'instauration de la robustesse. D'abord, puisqu'il n'est plus question d'adapter l'objet



technique aux différents milieux géographiques des futurs sites d'implantation, il faut vérifier que les caractéristiques de ces sites ne sont pas en mesure de remettre en cause le fonctionnement ou la sécurité de l'objet technique que constitue le réacteur. De la sorte, dans la réalisation du parc électronucléaire, la procédure de sélection des sites prend une importance nouvelle. Ensuite, la standardisation de l'objet technique va de pair avec le regroupement des problématiques techniques pour un traitement commun par l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire. Au lieu de passer au crible chaque réacteur ou chaque centrale, l'objet technique est expertisé par sous-paliers technologiques, pouvant regrouper plus d'une dizaine de réacteurs à la fois. La même logique de traitement générique intervient quand une problématique inattendue, ou particulière à un site, se pose. Plus exactement, quand survient une problématique nouvelle qui interroge la sûreté, la logique mise en œuvre au sein de l'arène subpolitique est de tirer de ce cas particulier une règle générale qui vaudra, selon les cas, soit pour le sous-palier, soit pour le palier technologique, voire même pour l'ensemble de la lignée technique. Ainsi, il y a un cas, celui de la centrale nucléaire du Tricastin dans la Drôme, qui a centralisé l'essentiel de l'attention portée à la problématique sismique dans la réalisation du parc électronucléaire et à partir duquel a pu être tirée une règle générale de traitement de la problématique.

La standardisation et la mise en série de la robustesse parasismique a supposé de construire et d'intégrer une certaine représentation de l'aléa sismique, jugée comme étant en mesure d'envelopper de la variabilité de la sismicité de France, dans la structure interne de l'objet technique. Cette représentation de l'aléa est issue de la région du site de Fessenheim dans le Haut-Rhin. Le problème qui va émerger avec la réplification du modèle standardisé de réacteur sur de nouveaux sites est que la sismicité de certaines régions de France va s'avérer très différente de celle de Fessenheim. Dans le Haut-Rhin, le scénario redouté est localisé dans la région géologique de Bâle qui produit environ tous les cinq siècles un séisme de magnitude importante (supérieur à 6 sur l'échelle de Richter) à plus de 10 kilomètres sous la surface et à plusieurs dizaines de kilomètres du site nucléaire. Dans la vallée du Rhône, la situation est très différente : il s'agit d'une région avec une sismicité récurrente (plusieurs fois par siècle), mais faite de séismes de magnitude plus modérée (autour de 4,5 - 5 sur l'échelle de Richter) qui se produisent de façon relativement sporadique, difficilement rattachable à des structures géologiques et se produisant à quelques kilomètres seulement de la surface<sup>289</sup>. Cette différence de nature de l'aléa sismique entre les deux régions met en défaut la robustesse parasismique du modèle standardisé de réacteur. La question est alors de savoir si un réacteur robuste à un séisme relativement puissant, mais relativement lointain, est également robuste à un séisme plus faible, mais plus proche.

Cette dernière question est d'autant plus prégnante au début de la réalisation du parc électronucléaire que la chaîne de transformations entre séisme et centrale et la convention

---

<sup>289</sup> C'est particulièrement le cas du séisme du Teil du 11 novembre 2019, de magnitude 5,1 sur l'échelle de Richter, qui s'est produit suffisamment près de la surface pour occasionner des ruptures de surfaces. Il est à noter que ce séisme a occasionné des dégâts importants, mais de façon très localisée.

d'équivalence établie à partir du cas de Fessenheim tendent à remettre en cause la robustesse du projet de centrale au Tricastin. En effet, les séismes de cette région ont des intensités macrosismiques élevées, car du fait de leur faible profondeur, ils occasionnent des dégâts importants, bien que sur des aires très réduites, malgré une magnitude moindre. Or, la chaîne de transformations entre séisme et centrale est fondée sur la transformation d'une intensité macrosismique en accélération maximale, sur l'utilisation d'un spectre de forme standard étalonné à ce niveau d'accélération, puis implémenté en action mécanique aux différents endroits de l'installation. Appliquée aux séismes de la région du Tricastin, cette chaîne de transformations conduit à établir des actions mécaniques extrêmement élevées sur l'installation, comparables au plus fort séisme de Californie. Cette conclusion est impossible aux yeux des ingénieurs d'EDF comme à ceux des experts du CEA et entraîne une double exploration visant à élucider l'origine de ce qui leur paraît être une aberration : d'abord explorer la sismicité de la France pour y déceler une spécificité ; ensuite, explorer l'objet technique pour y trouver des ressources de résistance face à cette spécificité. Cette double exploration, ainsi que sa montée en généralité pour sa réification en règle technique, forment le cœur de cette partie. Il s'agit ici alors d'étudier, d'une part, les investissements de forme nécessaire à démonstration de la robustesse spécifique de la centrale nucléaire du Tricastin, et d'autre part, la façon dont ces investissements ont été ensuite transformés en règle générale pour gérer les connaissances compromettant la robustesse du modèle standardisé de centrale.

# Chapitre 3 : Le modèle standardisé de réacteur à l'épreuve des spécificités locales

« La course aux preuves obéit au même mouvement que la course aux armements et pour les mêmes raisons »  
(Latour, 1985, p. 14)

Le site de Tricastin ne convient pas *a priori* pour le modèle standard de réacteur : selon les modes de représentation de l'aléa sismique, celui-ci est d'un degré (sur l'échelle MSK) supérieur au standard, fondé pour faire face à la sismicité du site de Fessenheim. Seulement voilà, le site de Tricastin a déjà été choisi pour la construction d'une usine isotopique d'enrichissement d'uranium qui nécessite la construction de quatre réacteurs de 900 MWe pour ses seuls besoins. De plus, ce site a été choisi dans le cadre du Plan Messmer qui impose une contrainte calendaire pour la réalisation de 12 réacteurs. Ainsi, plutôt que d'amender la conception de la centrale – processus potentiellement lent et coûteux –, les experts d'EDF ont entrepris dans le cadre de la rédaction du décret d'autorisation de construction de démontrer que : (1) l'aléa sismique du site est surévalué et que (2) les marges prises à la conception peuvent être réduites sans entamer la robustesse. Il revient au chef du nouvel organe administratif de sûreté du ministère de l'industrie, aidé par l'expertise du nouveau Département de sûreté nucléaire du CEA, d'accepter ou non cette décision. Or, il y a un enjeu très fort derrière cette décision qui concerne la première centrale de ce qui s'annonce comme un vaste programme industriel. Ainsi, au-delà du seul projet qui, déjà, présente un risque important en soi, c'est toute la politique de choix des sites pour l'implantation du modèle standardisé de réacteur qui est en jeu. Accepter la démonstration d'EDF revient à accepter de rogner sur les marges de sécurité, et donc de diminuer la robustesse, pour autoriser la construction de futures centrales nucléaires sur des sites présentant potentiellement de plus grands risques d'agression que ce qui était prévu et intégré à la conception du modèle standardisé de réacteur.

Si le décret d'autorisation finit par être délivré à EDF, la démonstration de robustesse du projet ne convainc pas les experts du CEA. Ainsi, lors de la rédaction du rapport préliminaire de sûreté conditionnant la pose du premier béton, la question revient. Plus que la simple question de savoir si oui ou non l'aléa sismique du site de Tricastin est supérieur aux capacités de résistance du modèle standard de réacteur, c'est toute la démarche de démonstration qui ne convainc pas. Pour la centrale de Tricastin, mais aussi dans l'optique de traiter les futurs dossiers, les experts du CEA entreprennent de construire une nouvelle méthode d'évaluation

de la robustesse parasismique des projets nucléaires qui prenne en compte les meilleures connaissances scientifiques disponibles en sismologie. Ceci débouche sur la constitution d'un décalage entre EDF et le CEA aussi bien sur la démarche à mettre en œuvre que sur les résultats des évaluations : alors que les ingénieurs d'EDF défendent une méthodologie qui tend à prouver la robustesse de Tricastin, celle prônée par les experts du CEA tend à prouver la non-robustesse sismique du même projet. Progressivement, la question de la robustesse de la centrale de Tricastin va reposer non plus sur la confrontation entre les limites de résistance du réacteur standard et la sismicité du site, mais sur le choix de la méthodologie d'évaluation. Pour la première fois, l'instauration de la robustesse parasismique d'un projet nucléaire ne reposera pas sur l'adéquation entre une conception et un milieu géographique, mais sur le bienfondé scientifique d'une démonstration.

Cette opposition se solde par un désaccord profond entre les différents acteurs de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire. Néanmoins, EDF obtient la validation du rapport préliminaire de sûreté de Tricastin : à défaut d'obtenir un accord technique avec les experts du CEA, les experts d'EDF obtiennent un accord politique pour lancer le début des travaux en échange d'engager de futures études de vérification permettant de démontrer, à terme, la robustesse parasismique de la centrale.

### **3.1. Faire entrer un carré dans un rond : choix des sites et autorisation de construction des installations nucléaires**

En amont de la décision politique du lancement du plan Messmer et de la définition détaillée et finale du modèle standardisé de réacteur du palier CPI, une série de sites potentiels pour l'implantation de nouvelles centrales nucléaires est à l'étude dès le début de l'année 1973. Le Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN), l'organe administratif de sûreté nucléaire rattaché au ministère de l'Industrie, est créé par décret le 13 mars 1973. Dix jours plus tard, le 23 mars, EDF dépose, dans le cadre du VI<sup>e</sup> Plan quinquennal, une première demande d'autorisation de création pour 4 réacteurs de 900 MWe dans la région du Tricastin à la frontière entre la Drôme, le Vaucluse et l'Ardèche. Quatre jours plus tard, EDF dépose deux nouvelles demandes d'autorisation de création pour 4 réacteurs de 900 MWe sur le site de Gravelines, à 20 km à l'ouest de Dunkerque, et 4 autres sur le site de Dampierre-en-Burly dans le Loiret<sup>290</sup>. La procédure d'autorisation de création d'un site nucléaire comporte trois éléments : la publication du décret d'autorisation de création, la mise au point d'un rapport préliminaire de sûreté et d'un rapport préliminaire d'étude relatif aux rejets radioactifs dans l'environnement. Le décret d'autorisation est promulgué après que les deux rapports aient fait l'objet d'une instruction entre les différents

---

<sup>290</sup> Lettre SIN n°393, 394 et 395 du 6 septembre 1974 donnant suite à la demande d'EDF effectuée les 23 et 27 mars 1973.

acteurs impliqués dans la régulation des risques nucléaires. Dans le cas de Tricastin, cette procédure a duré 3 années. Elle est conclue par la parution au journal officiel du décret n°75-594 du 2 juillet 1976 autorisant la création par Électricité de France de quatre tranches de la centrale nucléaire du Tricastin<sup>291</sup>. Toutefois, considérant l'urgence imposée par le plan Messmer, les travaux de construction de la centrale nucléaire n'ont pas attendu la parution officielle du décret pour débiter, mais plus simplement un accord de principe entre le Gouvernement, le ministre de l'Industrie et les deux organes du Ministère, la SCSIN et la DIGEC<sup>292</sup>. Le gros œuvre, notamment les travaux de terrassement, a commencé à l'été 1974 (Leclercq, 1988) et, en juillet 1976, une grande partie du génie civil est déjà achevé<sup>293</sup>. Ainsi, dès le début de la procédure, il est important de déterminer une série de paramètres de l'environnement du site impactant le dimensionnement du génie civil parmi lesquels : le niveau de crue, la puissance du vent ou le niveau sismique. Dans cette section, je vais détailler le processus qui a conduit d'abord à choisir le site du Tricastin et ensuite à établir un niveau sismique de référence.

---

<sup>291</sup> Ce décret est disponible en ligne, sur le site de Légifrance, à l'adresse : <https://www.legifrance.gouv.fr/affichSarde.do?reprise=true&fastReqId=2123915691&idSarde=SARDOBJT000007104936&page=1> (consulté de 14/03/2020).

<sup>292</sup> La Direction du Gaz et de l'Électricité (DIGEC) supervise les procédures de choix des sites pour les installations du gaz et de l'électricité en France.

<sup>293</sup> Revel, B. « Les enceintes de confinement des bâtiments réacteurs de la centrale nucléaire du Tricastin », *Ponts et chaussées Magazine*, n°10, octobre 1977

#### Encadré 4 : Mutation organisationnelle de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire au tournant des années 1970

En 1970 est créée au sein du CEA une direction relativement autonome en charge d'expertiser et d'assurer la sûreté des installations nucléaires, le Département de la Sûreté nucléaire (DSN). Le DSN a regroupé les agents qui étaient déjà en charge exclusivement des questions de sûreté, ceux des différentes sous-commissions de sûreté ainsi que les ingénieurs et scientifiques du groupe de travail de sûreté des piles, mais également différents services du CEA comme le Service d'étude des sites et des dispersions radiologiques ainsi que des équipes spécialistes de la technologie uranium-naturel-graphite-gaz qui n'avaient plus réellement de vocation après le changement de filière. La direction du DSN est partagée entre Jean Bourgeois, qui représente le DSN dans la direction générale du CEA et Pierre Tanguy qui est le directeur général du DSN qui compte alors 300 agents<sup>294</sup>. L'importance et le besoin d'indépendance de l'organe chargé de la sûreté s'accroît au fil des ans, si bien qu'en 1976 l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) sera créé par le regroupement du DSN, du département de protection, qui s'occupe des problématiques de radioprotection des agents du nucléaire, et le département de sécurité des matières nucléaires en charge du transport des matières radioactives. L'IPSN est une filiale du CEA et n'est donc pas complètement autonome. L'IPSN est dirigé par Jean Bourgeois jusqu'à son départ en retraite en 1978. Il compte alors environ 1200 agents<sup>295</sup>. Jean Bourgeois est remplacé par Pierre Tanguy à la tête de l'IPSN. Pierre Tanguy est polytechnicien, membre du corps de l'armée de l'air. Il est considéré comme le numéro deux historique de la sûreté nucléaire après Jean Bourgeois (Foasso, 2003, p. 296-298). Il fait partie de la génération de polytechniciens partie étudier aux États-Unis pour acquérir les meilleures avancées scientifiques dans la période d'après-guerre où les moyens, notamment matériels, manquent cruellement dans les laboratoires français (Pestre, 2004). En 1954, il entre au CEA où il devient ingénieur spécialiste de la physique nucléaire au Service de physique mathématique de Jules Horowitz, un des pères de la bombe nucléaire française. Par la suite, il devient assistant du directeur des piles atomiques du CEA en 1964. Il sera alors notamment détaché auprès de la Région d'Équipement nucléaire de Tours pour le suivi des études du projet Fessenheim Graphite-gaz et pour les assister dans le dépouillement des offres reçues pour le projet<sup>296</sup>. Il coordonna également le projet international de construction de la centrale de conception française à Vandellós, en Espagne. Il fut nommé directeur exécutif du DSN à sa création en 1971, puis directeur du département de sûreté au sein de l'IPSN en 1976 et donc directeur de l'IPSN en 1978. Il quitte finalement son poste en 1985 pour devenir inspecteur général de la sûreté à EDF. Il prend également la suite de Jean Bourgeois à la présidence du Groupe permanent d'experts réacteur jusqu'à son départ à EDF en 1985.

Entre la création du DSN en 1970 et la création de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire en 1976 se met en place une situation relativement confuse, qui mêle une volonté d'institutionnalisation de la régulation de la sûreté nucléaire et la persistance d'un mode de fonctionnement où la relation d'homme à homme est primordiale. Dans la suite de cette section, le cas de la prise en compte de la question sismique est utilisé pour illustrer cette situation. Dans la décennie 1960, André Barbreau, Didier Costes, Claude Plichon et bien sûr Jean Bourgeois jouent un rôle central dans le processus d'instauration de la robustesse parasismique. De nombreux autres acteurs ont joué un rôle important, notamment le consortium d'industriels GAAA, les ingénieurs du Creusot, Jean-Pierre Rothé, le Bureau Veritas ou encore des ingénieurs américains ; toutefois, ce sont ces quatre personnes qui centralisent les informations éparpillées et les instaurent en robustesse parasismique pour les installations nucléaires. L'importance de leur rôle perdure dans la période 1970-1976, ce qui brouille le fonctionnement institutionnel.

Face à cette situation, Pierre Tanguy envoie une lettre à Henri Wioland, conseiller technique auprès de Jean Bourgeois, pour lui demander de clarifier la situation. Pour Pierre Tanguy, si les principes de base sont relativement simples, ils se compliquent très vite en pratique. Il tente de résumer la situation, qui lui paraît problématique, par un schéma fait à la main. Il représente au centre un triangle entre les trois services du DSN qui traitent du séisme : le Service d'évaluation des systèmes et protection (SESP), le Service d'étude technique de sûreté (SETS) et le Service d'étude de sûreté des sites nucléaires (SESSN). La répartition des compétences entre ces trois entités est à peu près claire à ses yeux. Le SESSN, dont André Barbreau est chef adjoint et chef du groupe sismologie, prend le problème sismique « depuis l'origine jusque généralement le spectre de réponse du site compte tenu de l'influence du transfert du sol » ; le SETS et en particulier Sokolovski, chargé d'affaires sismique, « prend le spectre défini par le SESSN et se préoccupe de la réponse des structures des installations nucléaires » ;

<sup>294</sup> En réalité, le DSN est dirigé à sa création par le duo Jean Bourgeois-Pierre Tanguy. La distinction entre leurs rôles respectifs est ténue. Le premier est directeur du DSN, mais rattaché à la direction générale du CEA, tandis que le second est également directeur du DSN, mais dans la branche de l'organigramme réservée au Département de sûreté. En pratique, dès 1973, Pierre Tanguy est nettement plus présent dans le règlement des questions de sûreté tandis que Jean Bourgeois n'intervient qu'exceptionnellement en dehors des réunions du Groupe permanent. Jean Bourgeois délègue les questions techniques au profit de la gestion plus politique et stratégique de la sûreté en France et aussi à l'internationale. Il préside notamment à partir de 1971, le Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) de l'Agence pour l'énergie atomique de l'OCDE.

<sup>295</sup> Pellet, F., « Historique du DES : organisations du DSN, du DAS et du DES », Rapport DES/SAFID/13, août 2003.

<sup>296</sup> Lamiral, G. (1988), « Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Électricité de France », Vol. 1 : Association pour l'histoire de l'électricité en France, p.93

le SESP, quant à lui « reçoit et instruit les rapports de sûreté » des exploitants, c'est-à-dire qu'il est chargé de rédiger l'avis du DSN sur le rapport de sûreté des exploitants pour le présenter devant le groupe permanent d'experts. Ce premier triangle représente le fonctionnement théorique du système : le SESP reçoit le rapport de sûreté d'un exploitant et l'instruit. Dans cette entreprise, il fait appel aux autres services du DSN pour leur demander leur avis sur les questions techniques spécifiques, en l'occurrence sur la définition de l'aléa de référence et les réponses des installations. Le problème étant que les deux autres services entretiennent également des relations avec l'extérieur et notamment avec l'exploitant.

En premier lieu le SETS, qui a la charge d'étudier la réponse des structures à un séisme, travaille en collaboration avec le Service d'étude mécanique et thermique (SEMT) qui est un service du CEA, mais pas du DSN. Le SEMT, qui est alors dirigé par Michel Livolant<sup>297</sup>, possède la table vibrante Vésuve permettant de simuler l'action sismique sur des équipements. Le SEMT possède également un supercalculateur utilisé pour faire des calculs de réponse de structures. En second lieu, le SESSN, qui s'occupe de l'évaluation de l'aléa sismique, a des contacts avec les régions d'équipements et le Service d'étude central d'EDF via Henri Wioland rattaché directement à Jean Bourgeois. Mais le plus obscur est le rôle de Didier Costes et de Claude Plichon, qui semblent avoir des contacts avec tout le monde sans passer par les voies de communication institutionnelles. En particulier, Pierre Tanguy précise « Pour Costes, il a des contacts avec tout le monde, de Mohammadioun<sup>298</sup> à Livolant et Plichon, il connaît bien le sujet, il a des idées parfois discutables. On ne peut à mon avis se passer de ses conseils, mais si le DSN doit avoir une politique en matière de séismes, il faut bien préciser les fonctions de Costes »<sup>299</sup>. En dernier lieu il faut ajouter le rôle de Pierre Candès<sup>300</sup>, absent du schéma, mais mentionné dans la lettre, qui est le chef du Service d'études de sûreté radiologique depuis sa création en 1964, rattaché au département de protection radiologique (DPr) et au DSN en 1970. Mais c'est en tant que membre de l'organe administratif de sûreté nucléaire créé en 1973 qu'il intervient sur les questions sismiques. La situation décrite par Tanguy est désordonnée. Malgré l'institutionnalisation de la régulation de la sûreté, en pratique, les questions se règlent indépendamment des rattachements de chacun et sans passer par les voies officielles. La situation se structure progressivement, d'une part par la mise en place d'un groupe de travail mixte EDF-CEA en janvier 1975 qui rassemble toutes les personnes en lien avec les questions sismiques et qui fournit un avis officiel au Groupe permanent d'experts, ce qui permet de limiter la cacophonie<sup>301</sup> ; d'autre part par la création de l'IPSN en 1976, qui formalise le dialogue technique et les positions institutionnelles de chacun. Notamment, la création de l'IPSN s'accompagne du regroupement de la SETS et du SESP au sein d'une même unité, le SETSSR, et au sein de cette nouvelle unité est créé le Bureau d'évaluation des risques sismiques pour la sûreté des installations nucléaires (le BERSSIN). L'objectif de la création du BERSSIN est, selon la note de Pierre Tanguy officialisant sa création de « Permettre de mieux assurer la synthèse des deux aspects liés et complémentaires qui sont : l'étude et la définition des séismes sur un site ; l'analyse des effets de vibrations dues aux séismes sur les installations »<sup>302</sup>. La composition du BERSSIN est fait du regroupement des principaux agents du CEA travaillant sur les questions sismiques éparpillées dans les différents services. La direction du BERSSIN est confiée à André Barbreau, tandis que Didier Costes exerce les fonctions de conseiller scientifique auprès du BERSSIN. Les deux experts historiques chargés des questions sismiques au sein du GTSP et de la CSIA conservent donc des rôles premiers malgré toutes les réorganisations. Il est par ailleurs précisé dans la note que Barbreau assistera personnellement Pierre Candès pour les affaires sismologiques et géologiques notamment en lien avec le stockage des déchets radioactifs et au profit des différentes filiales du CEA (militaire, cycle du combustible et recherche). Enfin, la note définit précisément les relations entre le BERSSIN le SESSN, notamment pour l'étude des sites. Ainsi, même si certaines personnes gravitent encore sans attachement institutionnel à la problématique sismique (Livolant, Costes et Candès), c'est au BERSSIN et à son chef Barbreau qu'il est confié la charge de centraliser les questions et la responsabilité d'établir l'avis officiel du DSN. Le BERSSIN existe encore aujourd'hui dans une forme relativement proche et est de ce fait le plus ancien bureau de ce qui s'appelle aujourd'hui l'IRSN.

<sup>297</sup> Michel Livolant (1938-2017) est polytechnicien et considéré comme l'un des pionniers de la simulation en France. Il est directeur adjoint de l'Institut de Protection et de Sûreté nucléaire (IPSN) de 1992 à 1997, puis directeur de 1997 à 2002.

<sup>298</sup> Bagher et Gorgiana Mohammadioun sont un couple de sismologues iraniens recruté dans le groupe séisme du Service d'étude de sûreté des sites nucléaires du CEA en 1972. Ils travaillent tous deux au DSN puis à l'IPSN jusqu'à la fin des années 1990. Bagher Mohammadioun deviendra chef du BERSSIN ; le bureau de sismologie de l'IPSN à la suite d'André Barbreau.

<sup>299</sup> Lettre de Pierre Tanguy à Henri Wioland qui a pour objet « Organisations des activités du DSN en matière de séismes », 4 avril 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260 225)

<sup>300</sup> Pierre Candès est polytechnicien et ingénieur de l'École Supérieure d'Électricité. Durant la décennie 1970, il cumule un rôle de directeur adjoint au sein du Département de sûreté du CEA et de membre de l'organe administratif de sûreté.

<sup>301</sup> Le groupe de travail est présidé par Pierre Candès et compte, du côté CEA, André Barbreau, Didier Costes, Bagher Mohammadioun, Sokolovsky et Michel Livolant et du côté EDF, Claude Plichon, Jacques Betbeder-Matibet et Bocquet pour le SEPTEN, Bernard Pichery pour la Région d'équipement de Marseille et M. Garnier pour le Département de géologie et géotechnique (Compte-rendu de réunion du groupe de travail CEA-EDF Séisme tenue le 25 janvier 1975 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n° 258 915)).

<sup>302</sup> Note de création du BERSSIN de Pierre Tanguy, 30 mars 1976.

### 3.1.1. Construire un modèle standardisé de réacteur sur un site hors standard

L'approche française en matière de choix des sites nucléaires est souple : elle se fonde sur une politique de pondération des conditions positives et négatives des sites et ne prévoit pas de critère définitif d'exclusion (cf. Chapitre 1). De l'aveu même d'Henri Jammet, directeur du département de radioprotection du CEA de sa création en 1951 jusqu'en 1991 et premier membre éminent de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) de 1962 à 1993 dont il est vice-président entre 1985 et 1993<sup>303</sup>, pleinement impliqué dans l'évaluation des impacts radiologiques pour l'environnement et les populations de l'implantation d'installations nucléaires sur un site, la politique de choix des sites en France s'est effectuée dans le passé moins sur des bases techniques et rationnelles que sur le seul plan politique :

*« Le choix des sites relève, de façon prépondérante, de considérations politiques, économiques, sociales et techniques. La sûreté et la protection interviennent cependant. Un site doit être sûr pour les installations afin d'éviter des actions dommageables de l'environnement sur elles. Un site doit être acceptable pour les populations, compte tenu des nuisances que les installations peuvent déverser dans l'environnement [...] Dans le passé, les problèmes ont été traités soit d'une façon superficielle, soit d'une façon arbitraire. À de rares exemples près, les décisions qui ont été prises ne reposaient pas sur des bases rationnelles et des études sérieuses. Il a résulté, sur le plan économique, des dépenses inutiles, sur le plan sanitaire, des contraintes superflues, sur le plan politique, des bénéfices vis-à-vis de la contestation »<sup>304</sup>*

La tendance est alors de sélectionner un site qui suscite peu de contestation et d'adapter la conception au milieu géographique particulier. La logique de mise en série de la technologie nucléaire qui impose, en théorie, une sélection stricte des sites nucléaires en fonction de leurs caractéristiques géographiques n'est pas appliquée au choix des sites du Plan Messmer : Tricastin, Dampierre et Gravelines. Au début de l'année 1973, la politique de standardisation n'en est qu'à ses balbutiements et le modèle standard, lui-même, n'est pas encore arrêté, alors que la programmation du VI<sup>e</sup> Plan se fait pressante. Les événements se bousculent dans cette période mouvementée et l'instauration de la robustesse parasismique et le dialogue technique est le seul moyen de concilier des contraintes contradictoires dans un calendrier très court.

Le choix du site du Tricastin pour l'implantation de quatre réacteurs de 900 MWe est motivé par la présence contiguë d'une future usine européenne d'enrichissement d'uranium par diffusion gazeuse, Eurodif, dont la construction doit démarrer au 1<sup>er</sup> janvier 1974 et qui

---

<sup>303</sup> Clarke, R., « Hommage à Henry Jammet », *Radioprotection*, Les Éditions de Physique, vol. 31, 1995

<sup>304</sup> Henri Jamet, « Vues d'ensemble et d'avenir », Département de protection du CEA (DPr), dossier réunion programmes, 5 décembre 1972, p 2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°261110)



devrait fournir au monde le combustible nucléaire de « 100 Fessenheim »<sup>305</sup>. En effet, cette usine de la démesure nécessite pour fonctionner la production électrique de près de la totalité de 4 réacteurs de 900 MWe. Jusqu'à l'arrêt de son fonctionnement en 2012, Eurodif était le plus important consommateur d'électricité en France et le premier client d'EDF. Si en 1973, le site du Tricastin est choisi pour l'implantation d'Eurodif, notamment aux dépens du site italien de Tarquinia, c'est pour sa proximité directe avec le centre nucléaire militaire du CEA de Pierrelatte (Courteix, 1974). Sur ce site est déjà en fonctionnement depuis 1964 une usine de séparation isotopique utilisant la même technologie, par diffusion gazeuse, mais destinée à la production d'uranium très enrichi pour la fabrication des bombes atomiques. La proximité géographique des deux sites devait accompagner la proximité technologique des deux usines. Et pour cause, le CEA étant concepteur et exploitant désigné d'Eurodif, il est question de tirer profit de l'expérience des ingénieurs de Pierrelatte ainsi que des infrastructures déjà présentes, notamment de l'usine Comurhex qui fabrique de l'hexafluorure d'uranium indispensable au fonctionnement d'Eurodif. Le site militaire de Pierrelatte, quant à lui, a été choisi en 1961. À cette date, on n'a que peu d'égard pour la menace sismique, qui est largement mésestimée et prise en compte par la simple application des règles conventionnelles (cf. Chapitre 1). Par voie de conséquence, le choix du site du Tricastin pour l'implantation des quatre premiers réacteurs du Plan Messmer a été effectué indépendamment du milieu géographique, et donc indépendamment de la sismicité du site. Nonobstant, la volonté d'EDF n'est pas d'adapter l'objet technique à ce milieu, mais bien d'y répliquer le dimensionnement parasismique de la centrale Fessenheim qui doit servir de base au prochain palier standardisé :

*« EDF souhaiterait prendre un niveau de séisme identique à celui de FESSENHEIM (VII) en vue de reconduire strictement le génie civil »<sup>306</sup>*

Pour justifier la robustesse du génie civil de Fessenheim sur le nouveau site, EDF mandate Jean-Pierre Rothé, le maître incontesté de la sismologie en France (Roger, 2018), pour conduire une étude détaillée de la sismicité de la vallée du Rhône et plus particulièrement de plusieurs sites dans la région du Tricastin. La situation est délicate pour EDF. En effet, la zone est classée en intensité nominale 7,5 dans la carte d'aléa sismique produite par Rothé et inscrite dans les Règles parasismiques publiées en 1969 (PS69). Cette intensité exprimée en nombre décimal est issue de l'échelle d'intensité macrosismique internationale de l'UNESCO développée et utilisée par Rothé (cf. Chapitre 1). Elle présente un décalage de 0,5 degré par rapport à l'échelle d'intensité macrosismique MSK. Ainsi, l'intensité nominale 7,5 correspond à l'intensité VIII dans l'échelle MSK. Ce décalage est précisé dans les règles parasismiques<sup>307</sup> et son rapport au niveau d'accélération correspondant est établi à partir de

---

<sup>305</sup> Journal télévisé Soir3 du 9 avril 1979 (<https://enseignants.lumni.fr/fiche-media/00000000462/construction-d-une-usine-d-enrichissement-d-uranium-a-tricastin-en-1979.html>)

<sup>306</sup> DSN, « Fiche : sismicité de la région de Pierrelatte (Problème posé à l'occasion du projet de centrales EDF dans le Tricastin) », DSN/SR/73/219, 6 novembre 1973, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°69712)

<sup>307</sup> Règles parasismiques PS69, 1969, p.83

la relation de Medvedev et précisé dans un tableau d'équivalence utilisé au Département de sûreté nucléaire et par l'organe administratif de sûreté :

MSK		VI	VII	VIII	IX				
génie para-sismique	5	5,5	6	6,5	7	7,5	8	8,5	9
Acc. (g)			0,07	0,1	0,15	0,2	0,3	0,4	0,6

Figure 15: Tableau d'équivalence entre l'échelle d'intensité macrosismique MSK, l'échelle d'intensité nominale utilisée dans le génie parasismique (intensité nominale des règles parasismiques 1969) et l'accélération exprimée en fraction de la constante de gravité (source : DSN, « Fiche : sismicité de la région de Pierrelatte (Problème posé à l'occasion du projet de centrales EDF dans le Tricastin) », DSN/SR/73/219, 6 novembre 1973, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°69712)).

Selon la pratique de choix des aléas sismiques de référence utilisés pour l'instauration de la robustesse parasismique de Fessenheim (cf. Chapitre 2), EDF définit deux niveaux d'aléa sismique : un séisme de base équivalent à l'intensité maximale historique fournie par Rothé et un séisme maximal hypothétique dont l'accélération est double du premier. Pour Fessenheim, le séisme de base est équivalent à l'intensité VII, soit 0,1g et le séisme maximal hypothétique d'intensité VIII et d'accélération 0,2g. Pour Tricastin, les deux niveaux de séismes à retenir sont d'un degré supérieur : soit un séisme de base d'intensité VIII au lieu de VII et un séisme maximal hypothétique de IX au lieu de VIII avec des accélérations respectives de 0,2g au lieu de 0,1g et 0,4g au lieu de 0,2g. Ces sollicitations sismiques sont donc doubles de celles retenues pour le site de Fessenheim et *a priori* de nature à remettre en cause la possibilité de la réplcation sans modification du génie civil dans la région de Tricastin.

Toutefois, les régions sismiques des règles parasismiques sont étendues, relativement peu précises, et la région du Tricastin se retrouve proche d'une frontière entre deux zones. En juin 1973, EDF mandate Rothé pour qu'il effectue une évaluation plus détaillée de cette région particulière. La commande comporte deux éléments. Tout d'abord EDF envisage deux sites, séparés d'une dizaine de kilomètres l'un de l'autre, l'un immédiatement au sud du site militaire du CEA appelé site de Pierrelatte et l'autre situé au nord de la ville de Pierrelatte appelé site de Donzère. EDF consulte alors Rothé pour obtenir une évaluation de l'aléa sismique des deux sites. Le deuxième élément de la demande EDF porte sur l'intérêt, la possibilité et la pertinence qu'il y aurait à utiliser en France la nouvelle démarche d'évaluation de l'aléa sismique entrée en vigueur aux États-Unis au cours de l'année 1973. La principale évolution de cette méthode est qu'elle inverse l'ordre de définition des séismes de référence utilisé dans la sûreté nucléaire. La pratique précédente se fondait sur la définition du séisme de base à partir de la carte d'aléa sismique conventionnelle puis sur la construction d'un séisme majoré par doublement de l'accélération. La nouvelle démarche définit d'abord le séisme majoré à partir d'une étude détaillée de la sismicité d'une vaste région et la translation artificielle des épencentres au point le plus défavorable autorisé par la

géologie ; le séisme de base étant ensuite déterminé, généralement, en divisant par deux l'accélération du premier (cf. Encadré 5).

#### Encadré 5 : Évolution de la réglementation américaine en matière de prise en compte du risque sismique pour la sûreté des centrales nucléaires de 1973

L'année 1973 est caractérisée aux États-Unis par une refonte complète de la réglementation en matière de prise en compte de la menace sismique. Cette refonte est motivée par la volonté de déterminer un critère de sécurité facilitant la décision dans les démarches d'autorisation de création de centrales nucléaires dans les régions Centre et est des États-Unis. En effet, les efforts étaient auparavant concentrés sur les régions fortement sismiques du pays, en particulier la Californie, et les centrales dans les autres régions étaient dimensionnées à partir du doublement du niveau sismique donné par les règles conventionnelles (cf. Chapitre 2). Au tournant des années 1970, certains projets de centrales nucléaires de la région centre est, en particulier la centrale nucléaire de Virgil Summer en Caroline du Sud et la centrale de Seabrook dans le New Hampshire, rencontrent des difficultés à obtenir leur autorisation de création du fait de controverses autour de l'insuffisance de leur robustesse parasismique (Okrent, 1981, p. 280-287). Dans le but de mettre fin à ces difficultés, l'Atomic Energy Commission, le régulateur américain, promulgue en juin 1973 une annexe au texte réglementaire<sup>308</sup> établissant une nouvelle démarche d'évaluation de l'aléa sismique pour les régions autres que la Californie. Cette annexe est suivie, en août et en octobre 1973, par la promulgation de deux guides de bonne pratique pour l'établissement d'un nouveau système de classement des équipements, composants et structures pour le dimensionnement sismique et pour l'établissement des spectres de réponse correspondants<sup>309</sup>.

La nouvelle démarche américaine, définie dans ces trois documents réglementaires, apporte plusieurs modifications d'ampleur pour l'évaluation de l'aléa sismique de référence pour les régions de sismicité faible et modéré comme le Centre-Est des États-Unis ou la France. Ces évolutions concernent autant la détermination des aléas de référence que leur utilisation dans le dimensionnement des centrales nucléaires. Tout d'abord, un classement sismique spécifique des systèmes, composants et structures des centrales nucléaires est établi. Ce classement recoupe globalement le classement reposant sur l'importance des éléments pour la sûreté ou la fiabilité de la centrale nucléaire. En effet, tous les éléments importants pour la sûreté sont classés sismiques. Par contre, des éléments qui ne sont pas importants pour la sûreté peuvent être également classés sismiques, si leur défaillance peut entraîner des dommages sur des éléments importants pour la sûreté (c'est le cas par exemple d'une tuyauterie quelconque qui se détacherait et endommagerait un équipement important pour la sûreté). Aux éléments classés sismiques correspond un nouvel aléa sismique, appelé *Safe shutdown earthquake*, qui équivaut au séisme pour lequel la centrale nucléaire doit pouvoir s'arrêter en état sûr, avec maintien du confinement des matières radioactives. Un deuxième aléa sismique, correspondant au séisme pour lequel la centrale doit pouvoir être redémarrée après vérification et appelé *Operating basis earthquake*, est utilisé. La détermination de celui-ci est laissée libre à l'exploitant qui pourra utiliser une analyse coût/bénéfice pour sa détermination. La seule condition est qu'il doit, au minimum, être équivalent à la moitié du *Safe shutdown earthquake*.

La différence majeure tient à la méthodologie d'évaluation de ces deux niveaux sismiques. Dans la démarche précédente, le *Maximum probable earthquake*, équivalent à l'*Operating basis earthquake*, était déterminé à partir de la carte d'aléa sismique des codes de construction conventionnels et le *Maximum potential earthquake*, équivalent au *Safe shutdown earthquake*, était obtenu en multipliant par deux les mouvements maximaux du premier (cf. Chapitre 2). Désormais, le *Safe shutdown earthquake* fait l'objet d'une démarche d'investigation propre tandis que l'*Operating basis earthquake* est défini au minimum en divisant par deux les mouvements maximums du premier.

La démarche de détermination du *Safe shutdown earthquake* est dite sismotectonique, car elle combine à la fois une étude historique des séismes de la région et à la fois une investigation géologique des systèmes de failles potentiellement sismiques à proximité du site de la centrale. Le principe est d'effectuer une étude historique des plus grands séismes (en intensité ou en magnitude) qui sont survenus dans une vaste région autour du site d'implantation (rayon de 200 miles soit 320km). Ensuite, trois possibilités : soit le séisme peut être rattaché à un système de faille particulier et dans ce cas-là on déplace l'épicentre le long des failles pour le placer au plus proche du site ; soit le séisme ne peut être rattaché à un système de failles et dans ce cas-là on suppose l'épicentre du séisme directement sous le site ; soit le séisme ne peut être rattaché à un système de failles, mais des arguments géologiques permettent de le rattacher à une région tectonique différente et dans ce cas-là l'épicentre est déplacé au point de la région tectonique la plus proche du site. Une fois tous les séismes historiques déplacés autour du

<sup>308</sup> Il s'agit du de l'Appendix A du 10-CFR Part 100, "Seismic and Geologic Siting Criteria for Nuclear Power Plants", du 11 juin 1973 (disponible en ligne sur le site de la NRC à l'adresse suivante : <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part100/part100-appa.html>)

<sup>309</sup> Il s'agit du Regulatory Guide 1.29, « Seismic design classification » d'août 1973 et du Regulatory Guide 1.60, « Design response spectra for seismic design of nuclear power plants » publié par l'USAEC en octobre 1973 (disponible en ligne sur le site de la NRC à l'adresse suivante : <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/reg-guides/power-reactors/rg/>)

site, la démarche américaine prévoit de déterminer l'intensité macrosismique ainsi que l'accélération maximale correspondant à chaque séisme sur le site. Enfin, le séisme qui a la plus forte accélération sur le site est désigné comme le *Safe shutdown earthquake*.

Dans la période précédente, la variation des paramètres maximums de mouvements (déplacement, vitesse et accélération) en fonction de la fréquence était établie en normalisant un spectre standard à partir de l'accélération de référence du site. Ce spectre standard et la méthodologie de normalisation étaient définis dans un article de Newmark et Hall de 1969<sup>310</sup> (cf. Annexe 3). Une nouvelle méthodologie a été développée et inscrite dans le Regulatory Guide 1.60. Celui-ci repose sur un nouveau travail de Nathan Newmark et est détaillé dans un article publié en 1973<sup>311</sup>. La méthode de construction est relativement similaire. Elle consiste en la compilation statistique de spectres de réponse issus d'accélérographes réels. La différence majeure entre les deux articles de Newmark est le nombre d'accélérographes utilisés (88 en 1973 contre 28 en 1969) et la plus grande variété des séismes enregistrés, venant notamment d'autres régions que la Californie dans son étude la plus récente.

Une première réunion a lieu le 15 juin 1973 à la Défense entre des représentants d'EDF et Rothé. En particulier étaient présents Claude Plichon et son chef Louis Laurent pour le SEPTEN - le service des experts d'EDF -, Jean Touyeras, directeur de la Région d'équipement de Marseille - le maître d'œuvre du projet Tricastin - et Pierre Bordet directeur de la division géologique et géotechnique d'EDF.

Plusieurs éléments ressortent de l'entrevue entre les agents d'EDF et Rothé. Tout d'abord, Rothé estime que l'intensité maximale ressentie historiquement sur le site de Pierrelatte est de 7 sur l'échelle macrosismique internationale (jonction entre les intensités VII et VIII de l'échelle MSK), contre 7,5 dans les règles PS69. En effet, selon lui, le site se situe à quelques kilomètres d'un système de faille sismogénique, mais aucun séisme n'a eu lieu historiquement à l'emplacement du site. À l'inverse, l'intensité maximale probable du site de Donzère, quelques kilomètres plus au nord, est d'un degré supérieur, soit au niveau 8 en intensité nominale (VIII-IX sur l'échelle MSK). Cette différence s'explique par l'existence de failles appartenant au système sismogénique dit du foyer sismique du Tricastin, à l'aplomb même du site de Donzère. La sismicité des deux sites est issue des mêmes séismes historiques, seulement le premier se trouve directement à l'épicentre de certains séismes tandis que le site de Pierrelatte est suffisamment éloigné pour que l'intensité ressentie sur le site soit atténuée de 1 degré d'intensité. Rothé explique également que, si les règles parasismiques retiennent la valeur 7,5 (VIII) pour la région, c'est pour tenir compte d'un éloignement moyen des constructions par rapport à des failles nombreuses dans la région et pour économiser au constructeur une étude sismotectonique. De plus, Rothé rappelle que les règles PS69 utilisent d'autres variables que la sismicité dans l'édition d'un coefficient sismique pour la construction (cf. Annexe 1). Par ailleurs, Rothé affirme que la sismicité de la région du Tricastin, du fait de la récurrence des événements sismiques, est bien connue et que par conséquent l'évaluation des intensités maximales probables y est relativement certaine :

<sup>310</sup> Newmark, N. & Hall, W. (1969), "Seismic Design Criteria for Nuclear Reactor Facilities", Proceeding World Conference Earthquake Engineering, B-4

<sup>311</sup> Newmark, N.W., Blume, J. A. & Kapur, K., K., "Design Response Spectra for Nuclear Power Plants," ASCE Structural Engineering Meeting, San Francisco, April 1973.

*« On peut considérer que les zones à forte sismicité, qui sont aussi les zones où les séismes sont fréquents, sont mieux connues, l'incertitude de leur cotation est donc beaucoup plus faible que dans une zone calme »<sup>312</sup>*

À la suite de cette réunion, EDF prend la décision de retenir le site de Pierrelatte pour la construction de la centrale nucléaire du Tricastin et demande à Rothé de rédiger une note d'étude complète sur la sismicité de ce site ainsi que sur les résultats que donnerait l'application de la nouvelle réglementation américaine. Cette étude parvient à EDF le 30 juin 1973.

Le 9 juillet, le chef du SEPTEN, Louis Laurent, envoie au ministre de l'Industrie, à la SCSIN et à la DIGEC, une demande d'accord sur le niveau de séisme à prendre en compte pour la centrale du Tricastin sur le site de Pierrelatte dans le but de démarrer les études de prédimensionnement du génie civil dans l'optique d'un début de travaux avant la fin de l'année 1973. Les experts d'EDF proposent de reconduire les niveaux d'aléa sismique de Fessenheim, soit 0,1g pour le séisme de base et 0,2g pour le séisme maximal hypothétique. Ils justifient ce choix par un dossier comprenant trois études : l'étude sismique de Rothé ; une note géologique de la Division géologique et géotechnique d'EDF qui fournit des données générales sur la géologie et la tectonique des terrains autour du site ; ainsi qu'une note proposant une politique d'établissement des niveaux sismiques à retenir pour la conception des nouvelles centrales nucléaires.

La note géologique met en évidence la présence de plusieurs failles importantes au voisinage du site de Pierrelatte, mais justifie qu'aucune n'est située à proximité immédiate<sup>313</sup>. La conséquence est alors, selon EDF, que l'on peut considérer qu'aucun séisme ne peut avoir lieu directement à l'aplomb du site.

L'étude de Rothé revient sur la construction de la carte d'aléa sismique des règles PS69 découpant la France en quatre régions sismiques (nulle, faible, modérée et élevée). Cette carte des intensités maximales probables est issue de la computation de trois autres cartes : une carte des épencentres des séismes ressentis et enregistrés en France entre 1861 et 1970 ; une carte des intensités maximales observées en France pour la période 1021-1970 selon l'échelle macrosismique internationale ; une carte sismotectonique pour la France métropolitaine représentant les différentes zones géologiques ainsi que les failles sismiques connues (cf. Figure 16).

---

<sup>312</sup> Plichon, « La sismicité de la vallée du Rhône (Donzère - Pierrelatte - Aramon) », compte-rendu de la réunion du 15 juin 1973 tenue à La Défense, 20 juillet 1973 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOOST, boîte n°2).

<sup>313</sup> DSN, « Fiche : sismicité de la région de Pierrelatte (Problème posé à l'occasion du projet de centrales EDF dans le Tricastin) », DSN/SR/73/219, 6 novembre 1973, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°69712)

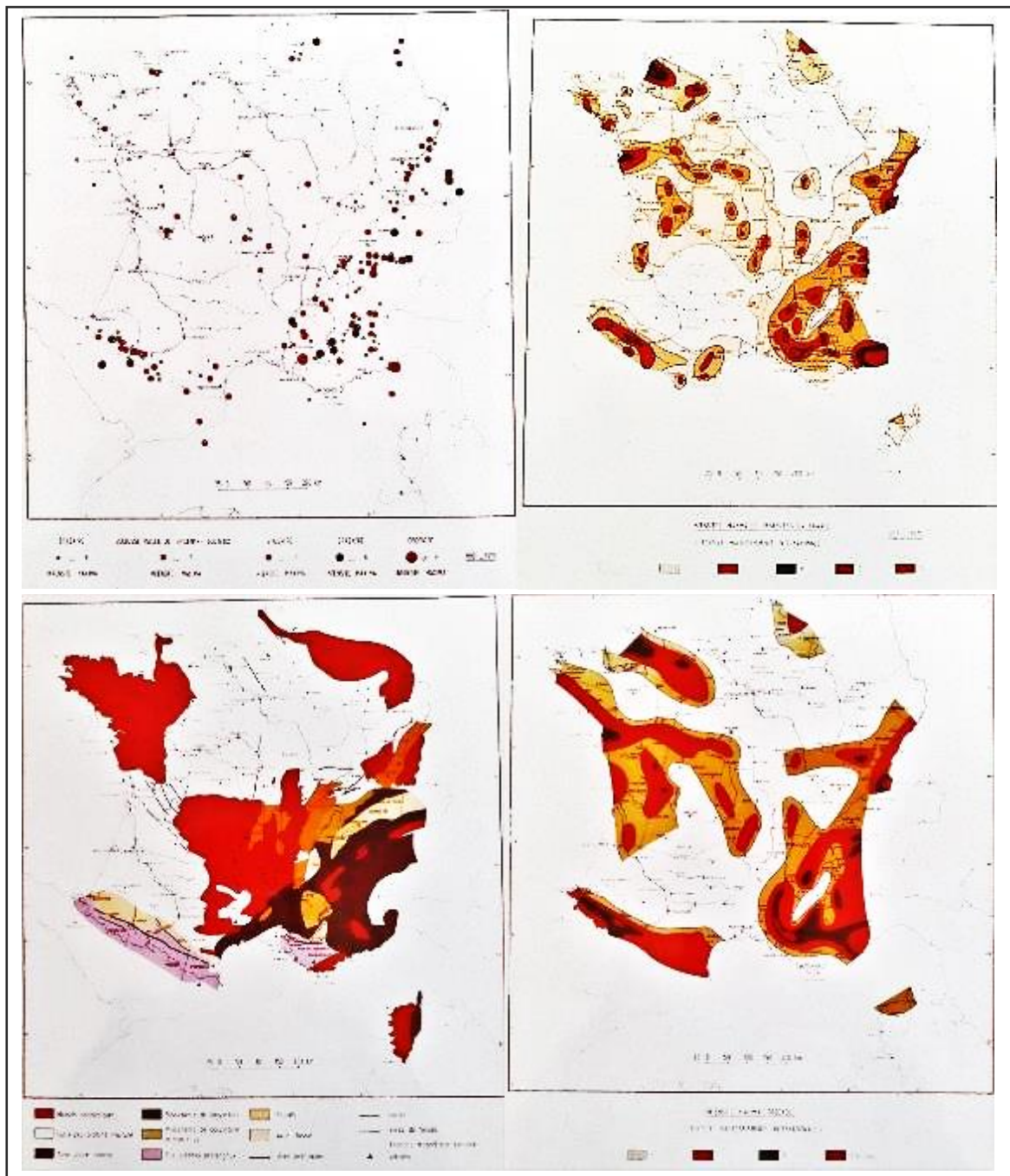


Figure 16: Carte des épicentres des séismes ressentis et enregistrés en France entre 1861 et 1970 ; Carte des intensités maximales observées en France pour la période 1021-1970 selon l'échelle macrosismique internationale ; Carte sismotectonique pour la France métropolitaine représentant les différentes zones géologiques ainsi que les failles sismiques connues ; Carte des intensités maximales probables construites à partir des trois premières et découpant la France en région d'intensité sismique 6, 7, 8 ou 9 et plus de l'échelle macrosismique internationale (source : Courrier d'EDF-SEPTEN à Jean Bourgeois, « Cartes sismiques en couleur », 27 mars 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°260225))

À partir de ces cartes et des données qui les fondent, Rothé rappelle le grand nombre de séismes ressentis dans la région du Tricastin, dont les épicentres se situent entre 5 et 15 km au nord du site. Ces séismes peuvent atteindre des intensités de niveau 8 (VIII-IX dans l'échelle MSK) à l'épicentre et inférieures ou égales à 7 (VII-VIII) à Pierrelatte. Il précise par ailleurs qu'il y a un risque de migration vers le sud des foyers du Tricastin et donc vers

Pierrelatte. De plus, Rothé estime que la nature du sol du site de Pierrelatte est de mauvaise qualité et pourrait conduire à une amplification de l'accélération du sol. Enfin, Rothé estime que l'application des règles américaines conduirait à prendre comme séisme de sécurité des valeurs très élevées de l'ordre de 9-10 (entre IX et XI). En effet, la définition de très grandes régions sismiques (plus de 340 km de rayon) conduirait à translater sur le site de Pierrelatte les foyers sismiques du sud-est, situés à une centaine de kilomètres, et notamment celui de Lambesc 1909, le plus grand séisme connu de l'histoire en France métropolitaine. Toutefois, Rothé n'est pas favorable à cette pratique qu'il juge « contraire à l'histoire géologique de la région »<sup>314</sup>. En particulier, l'utilisation de régions très étendues serait en contradiction avec la carte sismotectonique (cf. figure 3). De plus, pour lui, l'utilisation de grandes régions est rendue nécessaire aux États-Unis pour pouvoir disposer de suffisamment de données, le pays étant habité de façon parcellaire depuis seulement deux ou trois siècles. La France, de son côté, possède une riche documentation portant sur 1 000 ans de sismicité. Il propose en conclusion de son étude de conserver l'intensité maximale probable ressentie sur le site, mais d'augmenter l'accélération maximale du sol correspondant (intensité nominale 7 = 0,12 g selon Rothé)<sup>315</sup> pour tenir compte de la probable migration des épicentres vers le sud. Il préconise en effet :

*« de prendre l'intensité 7 (VII-VIII) comme intensité maximale probable et de lui associer une valeur d'accélération supérieure ou égale à 0,15g, cette valeur devant être majorée en fonction de la constitution du sous-sol »*<sup>316</sup>

Ainsi la note de Rothé estime que l'intensité sismique à retenir peut être inférieure à ce que donnerait la procédure américaine et inférieure au niveau donné par les règles conventionnelles. Il justifie cela par la connaissance fine de la sismicité de la région. Toutefois, Rothé préconise d'augmenter forfaitairement l'accélération correspondante, une première fois pour tenir compte de la possibilité de voir un nouveau séisme se produire plus proche du site et, une seconde fois, pour tenir compte de la nature du sol. L'accélération résultante doit alors être supérieure ou égale à 0,15g. Avec cette évaluation du séisme de base, le séisme maximal hypothétique devrait être, *a minima*, de 0,3g. La dernière pièce du dossier permet de réduire cette dernière accélération à 0,2g.

En effet, le dossier EDF comprend une note rédigée par Plichon qui propose une adaptation de la nouvelle réglementation américaine pour le choix des séismes de référence pour la

---

<sup>314</sup> SCSIN, « Centrale du Tricastin : Risques sismiques », compte-rendu de la réunion du 20 novembre 1973 au ministère du Développement industriel et scientifique, 30 janvier 1974, p.2 (Boîte Tanguy)

<sup>315</sup> Rothé utilise une version propre de la relation intensité-accélération développée par Gutenberg et Richter (cf. Annexe 3). Cette relation est établie sous forme de fonction logarithmique pour l'échelle d'intensité de Mercalli modifiée, équivalente à l'échelle MSK, par la formule  $\log \gamma = \frac{I}{3} - \frac{1}{2} m. s^{-2}$  (I étant l'intensité et  $\gamma$  l'accélération). Pour adapter cette formule à l'échelle d'intensité macrosismique internationale, qu'il utilise, et qui est, on l'a vu, en général d'un demi-degré inférieur aux autres échelles macrosismiques, Rothé modifie simplement la variable de pondération empirique  $\frac{1}{2}$  par 1, ce qui donne  $\log \gamma = \frac{I}{3} - 1 m. s^{-2}$ .

<sup>316</sup> Ibid., p.3

construction de centrales nucléaires<sup>317</sup>. Cette note propose de revoir la procédure de définition des deux niveaux d'aléas sismiques utilisés à la conception des installations nucléaires.

Plichon commence la note en tirant deux conclusions de l'étude sismique de Rothé :

- « 1/ Que les épicentres sont toujours dans les mêmes régions
- 2/ Les séismes forts se situent là où se produisent de très nombreux petits séismes »<sup>318</sup>

Il extrapole à partir de ces deux conclusions que plus une région est sismique, moins l'incertitude entourant le séisme de base est grande. À partir de ces constatations, Plichon propose une définition possible des deux séismes de référence utilisés dans la réglementation américaine, l'*Operating basis Earthquake* et le *Safe shutdown earthquake*. Pour ce dernier, qu'il traduit par *séisme majoré de sécurité*, il donne la définition suivante :

- « Le séisme majoré de sécurité est le séisme maximal pour lequel la sécurité des populations doit être assurée, ce qui entraîne que la chute des barres reste possible et que les rejets radioactifs ne dépassent pas un seuil minimal »<sup>319</sup>

De la sorte, le séisme majoré de sécurité remplit les mêmes fonctions que le séisme maximal hypothétique utilisé pour Fessenheim. Il est intégré dans la conception comme un cas de charge dans la détermination des sollicitations majorées. En s'inspirant de la nouvelle démarche qui a cours outre-Atlantique, Plichon estime que ce séisme pourrait être défini à partir de l'intensité maximale probable donnée par la carte de Rothé, en ajoutant un degré de conservatisme en fonction de l'incertitude entourant cette intensité et non plus par doublement de l'accélération du séisme de base :

- « La carte des intensités maximales probables [de Rothé] pourrait être celle du séisme de sécurité, mais il est prudent de tenir compte de son imprécision dans les zones de faible sismicité, aussi adopte-t-on la règle suivante : le séisme maximal probable de la carte, éventuellement corrigé après discussion avec le Bureau central de Sismologie [dirigé par Rothé], est majoré par un coefficient variable :

a/ pour les zones de sismicité inférieure ou égale à VI, on prendra pour séisme majoré l'intensité VII,

b/ pour les zones de sismicité supérieure à IX, on ne prendra pas de majoration

c/ la majoration entre les intensités VI et IX aura une valeur décroissante de 2 à 1 »<sup>320</sup>

Pour rendre possible la construction du modèle standard de réacteur sur le site de Tricastin sans remettre en cause la robustesse du projet, l'ingénieur d'EDF propose de diminuer la marge utilisée dans l'évaluation de l'aléa sismique de référence. De la sorte, Plichon n'envisage pas l'application stricte de la démarche américaine de détermination du *Safe*

---

<sup>317</sup> Claude Plichon, « Choix des séismes normaux admissibles et majorés de sécurité », E-SC/GC 73-18, EDF-SEPTEN, 9 juillet 1973 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n° 260225).

<sup>318</sup> Ibid., p. 2

<sup>319</sup> Ibid., p. 3

<sup>320</sup> Ibid.



*shutdown earthquake*. À l'inverse, il propose de partir de la pratique et des données françaises, en l'occurrence du travail de Rothé. Il ne préconise pas pour autant de généraliser la pratique de majoration d'un degré d'intensité du séisme maximal probable de Rothé pour la détermination du séisme majoré tel que ce fut le cas pour Fessenheim. Il propose, en revanche, de tenir compte des défauts de connaissances de l'aléa sismique en France, en particulier pour les régions peu sismiques, par l'utilisation d'un coefficient de majoration variable. Ainsi, puisque les zones les plus sismiques sont également les mieux connues, Plichon juge qu'il n'est pas nécessaire de majorer l'intensité maximale probable établie par Rothé quand celle-ci dépasse un certain seuil. Dans la même logique, il propose d'utiliser un niveau minimal pour le séisme majoré dans les régions les moins sismiques, qui sont aussi celles où la sismicité est la moins bien connue. Pour les régions intermédiaires, il propose une majoration décroissante linéaire selon la même logique que certitude et niveau sismique sont des variables dépendantes. Il représente la logique de cette définition du séisme majoré de sécurité à partir de l'intensité maximale probable donnée par les travaux de Rothé dans le graphique suivant :

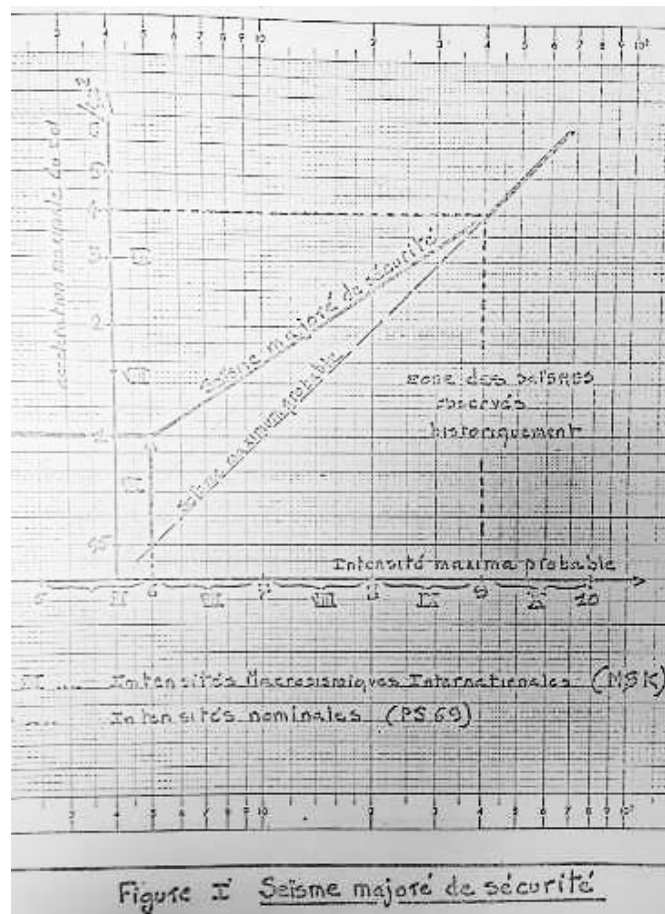


Figure 17 : Représentation graphique de la politique de détermination du séisme majoré de sécurité par rapport au séisme maximum probable issu de la carte d'intensité maximale probable de Jean-Pierre Rothé en fonction du niveau d'intensité considéré (source : Claude Plichon, « Choix des séismes normaux admissibles et majorés de sécurité », E-SC/GC 73-18, EDF-SEPTEN, 9 juillet 1973, p.5 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n° 260225)).

Pour la définition de l'*Operating basis earthquake*, que Plichon nomme *séisme normal admissible*, il précise que :

« Sa signification est assez ambiguë parce qu'il n'intervient pas du point de vue de la sûreté. Il peut être défini comme étant :

- 1/ le niveau au-dessous duquel on n'accepte pas l'arrêt de l'installation,
- 2/ le niveau à partir duquel les contraintes admissibles, 2/3 de la limite élastique, sont dépassées dans certaines sollicitations du premier genre [sollicitation normale],
- 3/ le niveau au-dessus duquel il faut une autorisation pour continuer à exploiter l'installation.

Le choix du séisme historique lève une grande partie des difficultés bien qu'il ne soit pas toujours le plus logique »<sup>321</sup>

Enfin, à l'instar de la méthode américaine, Plichon propose d'utiliser un spectre de réponse standard pour représenter les paramètres des mouvements sismiques en fonction de la fréquence. Mais Plichon envisage de continuer à utiliser le spectre EDF établi pour Fessenheim, qu'il juge d'une part suffisamment conservateur et d'autre part très proche de celui de Newmark utilisé dans la nouvelle démarche américaine<sup>322</sup>.

La note technique de Plichon propose une interprétation de la nouvelle réglementation américaine adaptée à la situation française. Elle est reprise par EDF et érigée en nouvelle procédure qui suit la logique suivante :

- Justifier par une étude géologique et par l'étude de Rothé que l'intensité maximale du site de Pierrelatte peut être réduite de 7,5 (VIII), dans les règles parasismiques PS69, à 7 (VII-VIII),
- En s'inspirant de la pratique américaine, déterminer directement le séisme majoré de sécurité par une majoration variable de l'intensité maximale probable du site établi par Rothé en l'occurrence prendre 7,66 en intensité nominale et 0,16g en accélération maximale ;
- Proposer une marge supplémentaire en reproduisant le dimensionnement de Fessenheim qui se fonde sur une accélération maximale de 0,2g

La démonstration d'EDF repose donc sur une refonte de la pratique de détermination des aléas sismiques de référence des sites nucléaires, à partir d'une interprétation de la nouvelle pratique américaine et en accordant une grande confiance aux données de Rothé. Le site était choisi d'avance pour des raisons sans rapport avec les risques. Deux emplacements potentiels, séparés d'une dizaine de kilomètres, ont été testés. L'investigation géologique de la région a permis de localiser les failles sismiques responsables de la sismicité passée. Cela a permis de sélectionner le site de Pierrelatte plutôt que de Donzère et de placer au milieu la frontière entre deux zones de sismicité différentes. Indépendamment des incertitudes liées à la relative migration des épicentres de séismes vers le deuxième site, le dossier EDF tente de démontrer que cette frontière est judicieusement placée et construit l'ensemble de sa politique du risque en fonction. En s'inspirant de la démarche américaine, les experts d'EDF changent les séismes de référence. La carte d'aléa de Rothé qui servait à l'origine à définir le séisme de base sert maintenant directement pour séisme majoré de sécurité modulant une

---

<sup>321</sup> Ibid., p.3

<sup>322</sup> Ibid., p.4

nouvelle majoration, mais moins importante que la précédente. Le dossier d'EDF propose de faire entrer un carré dans rond, en arrondissant ses angles. Plutôt que l'intensité VIII MSK proposée par Rothé, la sismicité du site est descendue à VII MSK grâce à la nouvelle frontière géologique ; plutôt que de majorer cet aléa en doublant son accélération (ou en ajoutant + 1 en intensité) pour déterminer le séisme majoré, une nouvelle procédure de majoration, dégressive en fonction de l'intensité, est développée et revient à majorer de 66% l'intensité. De la sorte, l'aléa sismique du site de Tricastin, qui paraissait *a priori* supérieur à la capacité de résistance du modèle standard de l'objet technique, ne le serait plus. Mieux encore, l'objet technique possède dorénavant une petite marge supplémentaire par rapport à la menace sismique.

### 3.1.2. Une décision locale aux conséquences globales

Il revient à Jean Servant, chef du SCSIN, d'accepter ou non la demande d'EDF de répliquer le dimensionnement du génie civil de Fessenheim sur le site du Tricastin et plus précisément d'accepter ou non la définition des deux séismes de conception : le séisme normal admissible représenté par le spectre EDF normalisé à 0,1g et le séisme majoré de sécurité représenté par le spectre EDF normalisé à 0,2g. Pour prendre sa décision, Servant fait appel aux experts du CEA, mais également à une expertise extérieure.

Jean Servant est polytechnicien et ingénieur du corps des Mines et premier chef de l'organe administratif de sûreté nucléaire française. Il est le premier d'une lignée de chefs qui promeuvent des changements du mode de fonctionnement de la régulation des risques nucléaires en France, caractérisé par la fermeture du système d'acteurs, le confinement du dialogue technique et des processus de prise de décision. Après lui, cette lignée est poursuivie par Michel Laverie, chef de l'organe administratif de sûreté entre 1986 et 1993 et Pierre-Franck Chevet, chef de l'organe administratif entre 2012 et 2018. Michel Laverie était un promoteur de la transparence de la régulation des risques (Mangeon, 2018, p. 184) tandis que Pierre-Franck Chevet prônait lui une autorité de sûreté plus forte et plus coercitive vis-à-vis des exploitants. Ces trois personnalités ont entraîné le processus d'hybridation du régime de régulation français traditionnel avec un régime plus standard fondé sur l'auditabilité (Mangeon & Pallez, 2017). Entre chacun d'eux, la direction de l'organe administratif de sûreté a été confiée à des personnalités en accord avec le mode de fonctionnement traditionnel, en l'occurrence Christian de Torquat (1977-1986), Claude Lacoste (1993-2012) et Bernard Doroszczuk (2018-...), bien qu'il soit trop tôt pour se prononcer sur le mandat de ce dernier. Ainsi, la gouvernance de l'organe administratif de sûreté nucléaire en France est caractérisée historiquement par l'alternance entre deux mouvements contradictoires. La gouvernance du risque nucléaire en France alterne entre réformisme et conservatisme, entre des politiques intérieures d'ouverture et de fermeture du système d'acteurs, de normalisation

ou de maintien de l'exceptionnalité de son organisation et de la confrontation ou de la recherche de consensus comme fondement des processus décisionnels.

Servant est lui pour l'ouverture de la sûreté nucléaire aux scientifiques et experts universitaire ou appartenant à d'autres institutions. Cette volonté s'est concrétisée par le projet d'édiction d'une réglementation technique générale et, dans le cas de la robustesse parasismique, par la création d'un groupe de travail élargi pour la rédaction d'un arrêté officiel pour la prise en compte du risque sismique dans la sûreté des installations nucléaires. Ce groupe de travail a été actif de 1975 à 1982 et a compté parmi ses membres plus d'une trentaine d'experts et scientifiques (parmi lesquels Rothé, Jean Despeyroux et Jean Goguel), appartenant à de nombreux instituts (BRGM, BCSF, IPG) et entreprises (Bureau Veritas, SOCOTEC, MECASOL). La version finale de l'arrêté, qui a pourtant obtenu l'accord de tous, n'est finalement pas promulguée, au profit d'un simple guide de bonnes pratiques non contraignant. Et pour cause, Servant démissionne avec fracas en 1977 pour montrer publiquement son opposition au choix du site nucléaire du Pellerin, non loin de Nantes, qui est finalement abandonné en 1981. Avec la nomination de Torquat, l'ambition d'une réglementation officielle générale perd de son élan au profit de l'édiction de règles de bonnes pratiques servant à la régulation du dialogue technique entre les différents acteurs impliqués.

Suivant sa logique d'ouverture, Servant envoie un courrier en août 1973 à Jean Goguel, figure renommée des sciences de la Terre, directeur adjoint du BRGM, qui serait par ailleurs un bon candidat au titre « d'entrepreneur scientifique » (Pestre & Jacq, 1996 ; Roger, 2018)<sup>323</sup>, pour lui demander son avis sur l'ensemble du dossier EDF. Il s'agit d'un premier contact officieux, mais Servant précise qu'il pourrait être suivi d'une expertise plus officielle dans le cadre d'une consultation générale d'experts et de scientifiques. Servant précise ainsi dans sa lettre :

*« Bien que le CEA dispose, m'a-t-on dit, d'une bonne équipe de sismologues, j'estime, en plein accord avec mes correspondants du CEA, qu'il serait prudent d'élargir le cercle des consultations. D'autant plus que le rapport de M. ROTHE insiste sur l'importance des données géologiques et que le rapport géologique joint [note EDF] paraît assez « léger » »<sup>324</sup>*

L'étude géologique produite par la division géologique et géotechnique d'EDF a une importance cruciale. En considérant qu'il n'y a pas de faille sismique dans le sous-sol du site

---

<sup>323</sup> Jean Goguel est polytechnicien et ingénieur général du corps des Mines. Il joua un grand rôle dans la création du Bureau de recherches géologiques et minières en 1968, issu de la fusion du service de la Carte géologique de la France qu'il dirige depuis 1953 et du Bureau de recherches géologiques et géophysiques (BRGG) qu'il a dirigé entre 1941 et 1952. En 1968, il est nommé vice-président du BRGM, chargé de l'inspection générale de la Carte géologique. Il restera, et jusqu'à sa mort en 1987, conseiller scientifique au BRGM, chargé de la géophysique. Il était un scientifique reconnu pour son expertise dans de nombreux compartiments des sciences de la terre portant aussi bien sur la tectonique, la géodésie, la géologie, la géophysique, la stratigraphie, la paléontologie et aussi la géothermie. C'était aussi un serviteur de l'état, qui contribua largement au développement de la cartographie du sous-sol français. (source : article du journal Le Monde, « La mort de Jean Goguel », 09 janvier 1987([https://www.lemonde.fr/archives/article/1987/01/09/la-mort-de-jean-goguel\\_4020261\\_1819218.html](https://www.lemonde.fr/archives/article/1987/01/09/la-mort-de-jean-goguel_4020261_1819218.html)) ; l'hommage à Jean Goguel publié par Hubert Péliissonnier dans les Annales des Mines, avril-mai 1987 (<http://www.annales.org/archives/x/goguel.html>)).

<sup>324</sup> Lettre personnelle de Jean Servant à Jean Goguel du 10 août 1973 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°260225).

de Pierrelatte, l'étude d'EDF conduit à mettre le site hors du système de faille de Tricastin. De la sorte, EDF considère qu'il ne peut se produire de séisme équivalent à ceux survenus quelques kilomètres plus au nord du site. De cet argument dépend la classification du site en zone d'intensité maximale probable 7 ou 8 (VII-VIII ou VIII-IX).

La demande de Servant est générale et porte autant sur l'analyse géologique en particulier, domaine d'expertise privilégié de Goguel, que sur le problème du risque pris dans sa globalité. Il s'attache effectivement à mettre en perspective sa demande en précisant les enjeux, d'abord sur le site de Pierrelatte qui doit accueillir 4 réacteurs de 900 MWe plus une usine de séparation isotopique (Eurodif) et ensuite sur le programme électronucléaire qui s'amorce<sup>325</sup>. La volonté de Servant n'est pas simplement de régler la question de la géologie des failles de la région de Tricastin, mais d'élaborer une voie de règlement des questions de risques nucléaires du fait de la menace sismique. Les enjeux sont forts et la situation de Pierrelatte pourrait tout à fait se reproduire ailleurs. Il y a dès l'origine une volonté forte de la part de Servant de transformer ce problème local en mode d'administration de preuve générale.

En réponse Goguel adresse un courrier reprenant plusieurs éléments. Tout d'abord, il répond sur la note géologique. Il affirme que la méthode utilisée est la même que pour les barrages et qu'elle est appliquée correctement. Toutefois, il souligne que les données employées sont anciennes et qu'il serait sans doute possible de l'améliorer, bien que cela ne permettrait pas, à son avis, de préciser la définition des séismes à prendre en compte. Pour lui, la question centrale est une question de positionnement :

*« S'il ne s'agit que de mettre sa conscience à l'abri par le respect des méthodes, il n'y a pas de crainte à avoir. D'ailleurs Rothé est le spécialiste incontesté en France, qui a sous la main toute la documentation et la réglementation. Mais tout cela est-il satisfaisant ? Je dois avouer que je suis très mal à l'aise avec les tenants d'un système simpliste »<sup>326</sup>*

L'expression « système simpliste » ne fait pas référence au contenu du dossier EDF, mais plutôt à la façon dont le problème est posé. Pour lui c'est moins l'évaluation de l'aléa qui pose problème que l'évaluation du risque. Il considère en effet que la probabilité de survenue d'un séisme supérieur au séisme prévu n'est jamais nulle et que, de ce fait, la question est de savoir quels seront les effets sur l'installation nucléaire d'un tel séisme. Ce qui lui paraît important, c'est de savoir si le séisme supérieur à celui prévu occasionnerait une catastrophe majeure (« des milliers de victimes ») ou simplement une irradiation supérieure à toutes les normes, mais « sans inconvénient grave »<sup>327</sup>. Pour Goguel, ce qui est central est moins l'aléa sismique en tant que tel que sa relation avec l'installation et avec les conséquences qu'il pourrait entraîner. Il faut représenter cette relation de façon graduelle et par des liens de

---

<sup>325</sup> Ibid., p.1

<sup>326</sup> Lettre de Jean Goguel à Jean Servant du 12 septembre 1973, transmise à Didier Costes le 10 octobre 1973 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°260225).

<sup>327</sup> Ibid.

probabilités, dit-il. Quel niveau sismique occasionne quels dommages sur l'installation et quelles conséquences sur la population ? Par exemple, il estime qu'il doit pouvoir être acceptable que la centrale soit inutilisable après le séisme maximum, mais pas qu'elle fasse 500 morts<sup>328</sup>. Ainsi, selon Goguel, c'est toute la façon dont le problème est posé qu'il faudrait revoir. Ne pas se focaliser sur la détermination d'un ou deux aléas sismiques de référence, mais être attentif aux conséquences potentielles de ces séismes sur l'installation. Toutefois, il conclut sa lettre en précisant que d'une part il n'a jamais vu d'étude complète du genre et que d'autre part, de son propre aveu : « *Je vous livre le problème, mais je ne possède pas la solution...* »<sup>329</sup>.

La deuxième pièce à conviction à la disposition de Servant est un avis des experts du Département de sûreté nucléaire (DSN) du CEA. Les positions du DSN et d'EDF sur les questions sismiques ne sont pas concordantes. Le transfert et l'adaptation de la technologie américaine en France se sont effectués, au moins du point de vue de la robustesse parasismique, largement sans les agents du CEA. Toutefois, ces derniers ont l'occasion de revenir dans le jeu pour la construction des deux derniers réacteurs de Bugey qui ne sont plus issus d'un copié-collé d'une centrale de référence américaine, mais qui sont déjà issus d'un premier modèle francisé et sur la voie de la standardisation. La réalisation de ces deux réacteurs est l'occasion pour les acteurs du dialogue technique de se mettre d'accord sur le contenu et la forme des rapports de sûreté. Le 21 septembre 1973 se tient à Saclay une réunion entre les membres d'EDF et du DSN pour « *finir de mettre au point le chapitre « site » des rapports de sûreté* »<sup>330</sup>. Lors de cette réunion, les agents d'EDF et du CEA confrontent leurs points de vue en ce qui concerne les études sismologiques et hydrogéologiques nécessaires pour les rapports de sûreté des centrales nucléaires. Cette réunion fait apparaître la coexistence de trois appréhensions de la problématique sismique : celle d'EDF défendue par Plichon et celles des deux premiers experts spécialistes des questions sismiques, le géologue André Barbreau et le polytechnicien Didier Costes.

La position défendue par Barbreau est celle d'aller vers la définition de séisme de référence la mieux adaptée aux conditions locales, tant géologiques que sismiques et tectoniques. La démarche qu'il propose se déroule en deux temps. Premièrement, définir un *séisme de référence régional* caractéristique du style géologique et tectonique de la région où se trouve le site en prenant en compte notamment la spécificité de la magnitude, de la profondeur et de la répartition fréquentielle des séismes de la région. Deuxièmement, définir un *séisme de référence du site* qui est déterminé en modifiant le séisme régional à partir des caractéristiques géologiques du site, en particulier la nature du sol et l'emplacement des failles. C'est ce que Barbreau appelle « *la fonction de transfert* » du séisme où comment le sous-sol du site d'implantation influence les mouvements sismiques. La méthode de Barbreau repose sur une

---

<sup>328</sup> Ibid. p.2

<sup>329</sup> Ibid.

<sup>330</sup> DSN, « compte-rendu de la réunion EDF-DSN du 21 septembre 1973 à Saclay », DSN/SESER-D-73/333/PS/mv, 24 septembre 1973 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°214480)

critique fondamentale de la robustesse parasismique telle qu'elle est instaurée depuis 1960 : la transposition de la sismicité californienne au contexte français. En effet, depuis l'origine, les données, les enseignements, les règles, les lois et les relations d'équivalence sont issus quasiment exclusivement des travaux menés en Californie. Housner, Newmark, Richter, les accélérogrammes, les spectres de réponse, les contenus fréquentiels, les relations intensités-accelérations sont tous issus de la même région du Globe. Et pourtant, la Californie est une région bien particulière du point de vue sismique, située en bordure de l'une des plus grandes failles sismiques du monde ; il s'agit d'une zone interplaque, dans le vocabulaire de la théorie de la tectonique des plaques, qui diffère de la France métropolitaine située en zone intraplaque. C'est ainsi que Barbreau met en doute cette référence permanente aux travaux californiens :

*L'extrapolation des résultats obtenus sur les séismes de CALIFORNIE me paraît discutable. En particulier, en ce qui concerne l'étude d'un site situé en zone sismique [en parlant du Tricastin], j'estime nécessaire la détermination de la fonction de transfert »<sup>331</sup>*

La démarche proposée par Barbreau est à l'opposé de celle utilisée par EDF. En effet, les experts d'EDF défendent l'utilisation d'un spectre de réponse unique pour représenter les mouvements sismiques de tous les sites. Le spectre moyen EDF obtenu à partir des huit spectres californiens est alors adapté à n'importe quel site en le normalisant simplement au niveau sismique du site (en accélération). Ainsi, EDF se montre réticente à la démarche proposée par Barbreau et avance comme argument premier les difficultés pratiques qu'il y aura à sa mise en œuvre :

*« Ils pensent [les représentants d'EDF] que la définition du séisme local caractéristique risque d'être difficile et qu'il faudra peut-être toujours prendre un séisme enveloppe pour se mettre à l'abri d'effets destructeurs éventuels »<sup>332</sup>*

Dans la démarche prônée par les experts EDF, le séisme ou le spectre qu'ils utilisent, est dit enveloppe, car il est construit à partir de plusieurs séismes, plusieurs accélérogrammes et que, de la sorte, il « enveloppe » une certaine variabilité du phénomène<sup>333</sup>. Cette méthode est à l'opposé de celle défendue par Barbreau, qui est qualifiée par la définition d'un séisme caractéristique et qui vise à particulariser l'effet des séismes en fonction du contexte géologique et tectonique.

---

<sup>331</sup> Ibid., p.2

<sup>332</sup> Ibid.

<sup>333</sup> Le qualificatif « enveloppe » est utilisé à de nombreux endroits dans le domaine de la sûreté nucléaire et en particulier celui qui a trait à la robustesse parasismique. Toutefois, il n'a pas toujours le même sens. Par exemple, dans le chapitre deux, il a été vu que lors de la construction du spectre de réponse pour le code Transsisme, Plichon utilisait la terminologie enveloppe pour définir le spectre qui enveloppait tous les mouvements maximums de tous les spectres issus de huit accélérogramme. Depuis 1971, le spectre de réponse EDF est un spectre moyen et non plus enveloppe. Il est malgré cela toujours considéré comme enveloppe, non plus par rapport à des spectres, mais par ce qu'il couvre une certaine variabilité du phénomène sismique et donc une large gamme de site. De manière générale il faut considérer le terme « enveloppe » comme un adjectif et non comme un concept particulier.

En troisième voie d’appréhension de la problématique sismique, Costes, qui n’appartient pas réellement au DSN, mais occupe un rôle de conseiller rattaché directement auprès de Bourgeois, adopte une position particulière. Costes se prononce contre la démarche de Barbreau et plutôt en faveur d’une démarche « enveloppe » en faisant reposer son appréciation sur le fait que l’autorité de sûreté américaine a également choisi une telle méthode. En particulier, il se demande si le temps nécessaire à l’obtention d’un séisme caractéristique ne serait pas trop long et si les résultats obtenus présenteraient de réelles différences. Par contre, Costes estime qu’il est indispensable de conduire une étude probabiliste de l’aléa sismique (cf. Annexe 4). En 1968, Costes et Bourgeois avaient dressé ce qui leur semblait être une approche idéale de la robustesse parasismique, une feuille de route pour les études de sûreté futures. Celle-ci aurait répondu aux espérances de Goguel, en ce qu’elle envisageait de faire correspondre une intensité sismique et une quantité de rejet radioactif, et même un nombre de morts. Pour que ce vœu soit réalisable, il était entendu que l’aléa sismique devait pouvoir être représenté en fonction de sa variabilité, qu’il fallait dresser une courbe liant la récurrence des événements sismiques en fonction de leur intensité, et cela pour chaque site. Le développement d’une démarche probabiliste d’évaluation de l’aléa sismique est le cheval de bataille de Costes qui n’aura de cesse de le promouvoir tout au long de la décennie 1970. Il publiera de nombreux articles sur la question<sup>334</sup>, présidera des conférences internationales<sup>335</sup> et tentera, en coulisses, de convertir toutes les personnes impliquées dans la robustesse parasismique des centrales nucléaires françaises par de nombreux échanges épistolaires (aussi bien Plichon, que Rothé, Pierre Tanguy, François Cogné<sup>336</sup> et sans oublier Bourgeois qui est déjà largement acquis à sa cause)<sup>337</sup>. Mais EDF se montre très réticente à l’idée d’utiliser une méthode probabiliste. En effet, le rapporteur de la réunion relève que :

---

<sup>334</sup> Costes, Didier (1972) « Précautions parasismiques pour les réacteurs nucléaires », *Nuclear Engineering and Design*, n°20, p. 371-383 ; Costes, Didier (1975), « Évaluation quantitative des risques sismiques », *Proceedings of the Specialist Meeting on the Anti-seismic Design of Nuclear Installations*, OECD- Paris, 1st-3rd december 1975, p.100-112.

<sup>335</sup> OCDE, AEN, CREST, « Réunion de spécialistes sur la conception antisismique des centrales nucléaires », Pise, 3-5 octobre 1972 ; 1<sup>re</sup>, 2<sup>e</sup> et 3<sup>e</sup> conférence internationale sur la mécanique structurale dans la technologie des réacteurs (SMIRT) en 1971, 1973 et 1975 ; Séminaire international sur les conditions extrêmes de chargement et procédures d’analyse des limites en matière de dispositifs structuraux de protection des réacteurs et des structures des enveloppes de sécurité (ELCALAP), Londres, septembre 1975.

<sup>336</sup> François Cogné est considéré comme le numéro 3 historique de la sûreté nucléaire en France. Il est nommé en 1971 adjoint à Pierre Tanguy à la direction du Département de sûreté nucléaire et est vice-président du Groupe permanent d’experts pour les réacteurs nucléaires en 1984 et 1985 avant de devenir son président de 1985 à 2001. Il devient directeur du DSN au départ de Tanguy de 1985 à 1988 avant de devenir inspecteur général de la sûreté nucléaire du CEA. À la différence de Jean Bourgeois et de Pierre Tanguy, François Cogné n’est pas polytechnicien, mais ingénieur l’École Nationale Supérieure de Mécanique de Nantes et n’avait à l’origine pas d’atome crochu avec la sûreté. Il considérait même, selon des propos ne recueillis pas Cyrille Foasso, que « pour moi les gens de la sûreté étaient des empêcheurs de tourner en rond » et pour lui les gens de la sûreté devaient être avant tout des techniciens et des praticiens « il faut avoir fait, avoir manipulé, avoir fait de la physique, il faut connaître les installations, connaître la technique pour pouvoir dire quelque chose en matière de sûreté. La sûreté c’est de la technique. C’est d’abord et avant tout de la technique. Donc la connaissance de toute la technologie des installations » (Foasso, 2003, p299).

<sup>336</sup> Lettre de Pierre Tanguy à Henri Wioland qui a pour objet « Organisations des activités du DSN en matière de séismes », 4 avril 1974 (Fonds d’archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260 225)

<sup>337</sup> Fonds d’archives Didier Costes récupéré à son domicile en août 2018



« Les représentants d'EDF mettent fortement en doute la signification d'une probabilité affectée à un événement tel qu'un séisme, ils préfèrent prendre en compte un séisme maximal défini à partir des données du professeur ROTHE »<sup>338</sup>

La réunion ne découle pas sur un accord, ni sur la composition du chapitre « site » du rapport de sûreté, ni sur la démarche à utiliser pour la définition de l'aléa sismique à retenir pour la conception des centrales nucléaires. Toutefois les trois méthodes alternatives de détermination de l'aléa sismique débattues à cette réunion vont perdurer et se concurrencer tout au long de l'histoire de la sûreté nucléaire française. En effet, jusqu'à aujourd'hui, la problématique sismique est encore appréhendée sous ce triple prisme, soit d'une approche « enveloppe », d'une approche probabiliste ou d'une approche géologique et géophysique du phénomène sismique pour la sûreté des installations nucléaires.

Tenu au courant de ces différences d'appréhension de la problématique sismique, Servant demande aux experts du DSN d'émettre un avis sur le dossier EDF. Cet avis est composé d'une critique en trois parties par Barbreau, Costes et Cogné, le directeur adjoint du DSN. Pour Barbreau, la démarche de détermination du séisme majoré de sécurité proposée par EDF est contraire aussi bien à la politique habituellement suivie en France qu'à la réglementation américaine. En particulier il reproche à EDF de choisir comme événement sismique de référence l'intensité maximale ressentie sur le site de Pierrelatte et non dans la région proche, alors que, de l'aveu même de Rothé, les épencentres pourraient se déplacer vers le sud. Pour lui, le problème vient du fait qu'EDF utilise la carte des intensités maximales probables de Rothé pour la définition du séisme majoré de sécurité, alors qu'il s'agit d'un séisme qui a une bonne probabilité de se produire à l'endroit considéré et qu'EDF devrait donc le considérer comme le séisme de base<sup>339</sup>. En effet, pour Barbreau, EDF devrait tenir compte dans la définition du séisme majoré de sécurité, d'une part de l'intensité maximale probable de Rothé pour la région (soit intensité 7,5 ou VIII) et non du site et, d'autre part, lui assigner une marge de sécurité pour tenir compte de sa probabilité d'occurrence relativement importante. Il précise d'ailleurs que par le passé, il est arrivé à plusieurs reprises que les niveaux sismiques retenus par Rothé soient dépassés par des séismes réels, notamment dans le Vercors avec le séisme de Corrençon de 1962 (cf. chapitre 1), avec le séisme d'Arette en 1967 et Oléron en 1972<sup>340</sup>.

Costes, en s'appuyant sur une étude statistique des séismes enregistrés en France qu'il a publiée en 1972,<sup>341</sup> estime la probabilité de survenue du séisme d'intensité maximale

---

<sup>338</sup> DSN, « compte-rendu de la réunion EDF-DSN du 21 septembre 1973 à Saclay », DSN/SESR-D-73/333/PS/mv, 24 septembre 1973, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°214480)

<sup>339</sup> Ibid., p.4

<sup>340</sup> Le séisme de Corrençon de 1962 dans le Vercors a atteint l'intensité VIII dans une région considérée asismique (cf. Chapitre 1) ; le séisme d'Arette de 1967 dans les Pyrénées, a atteint l'intensité VIII-IX dans une région classée VII ; le séisme d'Oléron de 1972 a atteint l'intensité VII dans une région jusqu'alors classée VI (source : CEA-DSN, « Protection des centrales vis-à-vis des séismes (Présentation par le DSN devant le Groupe permanent « Réacteurs » », Rapport DSN N°50, 14 octobre 1974, p.18-19 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>341</sup> Costes, Didier (1972) « Précautions parasismiques pour les réacteurs nucléaires », *Nuclear Engineering and Design*, n°20, p. 371-383

probable de Rothé entre  $5.10^{-3}$  et  $10^{-2}$  par an (entre 5 chances sur mille et une chance sur cent par an) et un séisme d'un degré d'intensité supplémentaire entre  $5.10^{-4}$  et  $10^{-3}$  par an (entre 5 chances sur 10 000 et une chance sur 1000). Or une telle probabilité est jugée par Cogné comme insuffisante, notamment au regard de la pratique anglaise et américaine qui considèrent plutôt comme objectif de sûreté acceptable des probabilités de l'ordre d'une chance sur un million par an ( $1.10^{-6}$ ) :

*« Ces valeurs de probabilités mériteraient d'être précisées, mais on peut noter qu'elles conduisent à des valeurs très supérieures à celles admises pour les accidents nucléaires majeurs<sup>342</sup>, pour lesquels on considère que la probabilité ne doit pas être supérieure à  $10^{-6}$  compte tenu des conséquences correspondantes »<sup>343</sup>*

Cogné souligne qu'accepter la démarche et les valeurs proposées par EDF pour qualifier la sismicité de Pierrelatte reviendrait à faire courir plus de risque à la population que dans les autres pays, ce qui en fait, pour lui, une décision politique qui revient à Servant et à l'organe administratif de sûreté de prendre :

*« Le choix d'une valeur du séisme de sécurité est donc une responsabilité que l'on pourrait qualifier de « politique » : quel risque accepte-t-on de faire prendre à la population, en particulier pour un risque de catastrophe naturelle ? Les Américains considèrent que ce risque doit être très faible (de l'ordre de  $10^{-6}$ ). Peut-on, pour 4 réacteurs de 900 MWe et une usine de séparation isotopique prendre des risques nettement plus élevés ? »<sup>344</sup>*

La position du DSN prend la forme d'un réquisitoire contre la position et les valeurs proposées par EDF. Les trois auteurs fondent leur argument sur le fait que la position EDF reviendrait à faire courir des risques plus importants à la population que dans les autres pays nucléarisés. Finalement, ils concluent l'avis du DSN en proposant un compromis à la proposition EDF. En effet, ils ne proposent pas une nouvelle méthode, mais de revenir à la pratique antérieure de majoration du séisme de base. Cette majoration revient à augmenter d'un degré l'intensité du séisme maximal probable de Rothé (ou à doubler l'accélération maximale). Ainsi, ils proposent en conclusion un séisme majoré de sécurité d'intensité VIII-IX et une accélération au moins égale à 0,3g. Il précise en outre que, selon eux, cette décision aura un impact important, mais acceptable économiquement :

*« Si cette augmentation de risques n'est pas admise, un niveau VIII-IX (c'est-à-dire 8 à 8,5) pour le séisme de sécurité paraît un compromis raisonnable. D'après des informations*

---

<sup>342</sup> Il cite une communication du docteur Farmer, le chef de l'autorité de sûreté anglaise, lors du congrès de l'ANS-AIF à Washington de novembre 1972. Farmer est un personnage très important de la sûreté nucléaire anglaise, mais aussi internationale et le fondateur de l'approche probabiliste des risques (Mangeon, Foasso & Travardel, (2019), « L'aube du risque acceptable », *Les risques en images*, Centre de recherche sur les risques et les crises, Mines ParisTech, PSL, <https://www.crc.mines-paristech.fr/wp-content/uploads/2019/09/Les-risques-en-images-n%C2%B04-Laube-du-risque-acceptable-septembre-2019-1.pdf>). Farmer et Jean Bourgeois étaient très proches et leur influence mutuelle fut grande dans la construction de la sûreté des deux côtés de la Manche (Foasso, 2003).

<sup>343</sup> Ibid.

<sup>344</sup> Ibid.

*officieuses, les précautions parasismiques correspondantes ne sauraient excéder 4 à 5 % du coût d'investissement de la 1<sup>re</sup> tranche »<sup>345</sup>*

Avec ces deux pièces à conviction dans la main, Servant prend la décision, le 23 octobre 1973, de refuser la proposition d'EDF par un courrier envoyé au chef du SPETEN<sup>346</sup>. Il fonde son refus sur la détermination du séisme de base, ou séisme normal admissible, qui servent à la définition des sollicitations normales. Il rappelle que la valeur proposée par EDF (0,1g) est inférieure à la valeur minimale proposée par Rothé (0,15g). Servant ne mentionne aucun autre argument et en particulier ne se prononce pas sur la proposition de méthodologie émise par EDF pour changer la procédure de détermination des séismes de référence.

Entre le 23 octobre et le 7 novembre se réalise un événement fortuit : Barbreau rencontre pour la première fois Rothé lors du symposium « sol et sous-sol et sécurité des constructions » à Cannes le lendemain de la décision de Servant de refuser le dossier EDF. Le compte-rendu de cet entretien est jugé si important qu'il est transmis par Barbreau à la direction du DSN et de la SCSIN<sup>347</sup>. C'est en effet, la première fois que Rothé, expert attiré d'EDF, entre en contact avec un membre du DSN. Force est de constater que cet entretien relativise l'argument d'autorité brandi par EDF depuis 1965 pour déterminer strictement les aléas sismiques de ces sites à partir de la seule expertise de Rothé.

La première question de Barbreau à Rothé porte sur la précision à attribuer aux cartes macrosismiques dont il est l'auteur et en particulier à la carte d'intensité maximale probable. La réponse de Rothé est que ses cartes donnent un ordre de grandeur de l'intensité sismique qu'on est en droit d'attendre en France au regard de l'histoire, mais qu'il faut se garder d'en conclure trop rapidement une donnée certaine. En particulier il revient sur le fait que sa dernière carte est déjà fautive en plusieurs points du fait des séismes d'Arette en 1967 et d'Oléron en 1972. Il attire donc l'attention sur la relativité d'une telle carte et met en garde Barbreau sur une utilisation trop stricte de ses cartes, en particulier sur la délimitation des différentes régions. Après avoir obtenu l'information de l'imprécision des valeurs d'intensité et du contour des zones sismiques, Barbreau en vient au fait et demande à Rothé comment il se peut que son évaluation de la sismicité de Pierrelatte, pour EDF, donne des valeurs plus faibles que sa carte d'aléa la plus récente utilisée dans les règles parasismiques PS69, ce à quoi Rothé répond :

*« Ah oui, c'est vrai. Eh bien, on rejoint ce que je vous disais tout à l'heure. Tout cela est très relatif, les cartes ne donnent qu'une idée générale. J'ai regardé de près les intensités respectives dans la région du site à l'occasion des séismes connus historiquement et je pense que l'on peut envisager VII-VIII. Pour VII-VIII cela veut dire VII maxi ou VIII mini. VII ½ c'est 7 maxis,*

---

<sup>345</sup> DSN, « Fiche : sismicité de la région de Pierrelatte (Problème posé à l'occasion du projet de centrales EDF dans le Tricastin) », DSN/SR/73/219, 6 novembre 1973, p.4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260125)

<sup>346</sup> Lettre SCSIN du 23 octobre 1973 au chef du SEPTEN d'EDF et au directeur de la DIGEC, qui a pour objet « Centrale nucléaire du TRICASTIN : Intensité des séismes à prendre en compte », SIN n°174, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260125)

<sup>347</sup> En détail, les destinataires sont Jean Servant, Jean Bourgeois, Pierre Tanguy, François Cogné, Henri Wioland et Pierre Candès.

*mais il ne faut pas prendre ces valeurs avec une rigueur extrême. Il ne faut pas oublier que les foyers ont déjà migré dans le passé. Il n'est pas exclu qu'il puisse y avoir un nouveau foyer plus au sud, plus proche du site. Je le dis d'ailleurs dans mon rapport »<sup>348</sup>*

Enfin Barbreau confronte Rothé à la valeur d'accélération qu'il a préconisée ;

*« ABA : Vous avez indiqué 0,15g comme valeur pour l'intensité 7 maxi au Tricastin. Je pense, quant à moi, que cette valeur est un peu insuffisante pour le site envisagé compte tenu de ce que l'on peut déjà savoir de la géologie*

*JPR : en effet, je l'ai d'ailleurs écrit dans mon papier. Effectivement à Pierrelatte le terrain n'est peut-être pas excellent*

*ABA : En effet, je pense quant à moi que la valeur de 0,20g est la valeur minimale à prendre en compte, compte tenu des terrains, pour l'accélération maximale du sol, dans le cas du séisme maximal probable*

*JPR : Oui c'est cela, je dirais 0,20 à 0,25g »<sup>349</sup>*

Lors de cette entrevue, Barbreau obtient de Rothé que son évaluation de l'aléa sismique maximum probable est incertaine autant en intensité, que du point de vue de la délimitation des zones ou du niveau d'accélération. De plus, il obtient le fait que la valeur retenue par EDF de l'évaluation de Rothé ne tenait pas compte de la qualité du sol et que si tel avait été le cas, l'estimation de Rothé aurait été plus élevée.

Le 7 novembre 1973, Servant résume la situation et sa décision de refuser la proposition d'EDF face aux autres membres du SCSIN, de la DIGEC et certains membres du CEA dans l'optique d'une confrontation prochaine avec l'état-major d'EDF pour la rédaction du décret d'autorisation de création. Sont présents en particulier : le chef Bourgeois et le directeur adjoint Cogné du DSN ainsi que Daniel Quéniart<sup>350</sup> et Pierre Candès du SCSIN. Servant fait part de son point de vue sur la situation concernant la détermination des séismes de référence pour le site de Tricastin qui se fait de plus en plus pressant du côté d'EDF, mais aussi de manière plus générale sur le traitement de la problématique sismique. Il commence son allocution par préciser l'insuffisance du travail de Rothé pour fonder l'évaluation de l'intensité maximale probable des sites nucléaires qui fait directement suite à l'entrevue de Barbreau avec Rothé. Il souligne en particulier que les valeurs d'intensité observées sont

---

<sup>348</sup> DSN/SESSN, « compte-rendu d'un entretien avec le professeur JP Rothé à Cannes le 24 octobre 1973 à l'occasion du symposium « sol et sous-sol et sécurité des constructions », 16 novembre 1973, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260125)

<sup>349</sup> Ibid.

<sup>350</sup> Daniel Quéniart est polytechnicien, sortie major de sa promotion, et ingénieur du corps des Mines. Il intègre le SCSIN en 1973, à sa création, au sein duquel il instigue la réglementation française en matière de sûreté nucléaire. En 1978, Daniel Quéniart rejoint le CEA comme directeur adjoint au Département de Sûreté nucléaire de l'IPSN. De 1978 à aujourd'hui, il a joué un grand rôle dans le traitement des questions de sûreté sans jamais occuper de poste de directeur. Il est successivement directeur adjoint puis conseiller du directeur à l'IPSN, puis à l'IRSN, poste qu'il occupe toujours, et président adjoint du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires depuis 2001. Homme de l'ombre, Daniel Quéniart est pour moi la personne la plus influente de l'arène subpolitique de la sûreté nucléaire française depuis Jean Bourgeois. Par son travail de relecture d'une assiduité sans pareil, c'est en gardien de la langue qu'il agit et régit tout le fonctionnement du système de régulation français. Connu jusqu'en Allemagne où il fut intraitable sur la définition du projet EPR, il n'y a pas un sujet qui lui échappe et tous les experts de l'IRSN rencontrés lors des 5 années de travail de terrain au fondement de cette thèse émettent leurs avis techniques sous le contrôle personnel de Daniel Quéniart.

approximatives, que les foyers peuvent migrer à l'intérieur de la zone, notamment le long des failles et qu'il faut tenir compte de la nature des terrains (rocher, alluvions, etc.) dans l'évaluation de l'aléa sismique<sup>351</sup>. Il poursuit son exposé par la présentation de deux évaluations de Rothé pour la région du Tricastin, celle présente dans l'annexe 2 des règles parasismiques de 1969 et celle de l'étude effectuée pour EDF. Il note en l'occurrence le demi-degré d'écart en intensité, mais il précise tout de suite que pour lui la question centrale est de savoir si l'évaluation de l'intensité maximale probable de Rothé doit être considérée comme celle du séisme de base ou séisme normale admissible (ou *Operating basis earthquake* dans la réglementation américaine) ou comme celle du séisme maximal hypothétique ou séisme majoré de sécurité (ou *Safe shutdown earthquake*). Il précise alors que l'application stricte de la réglementation américaine pour la détermination du séisme majoré donnerait une intensité IX et une accélération maximale du sol de minimum 0,4g. Il continue en disant que l'application de la méthode utilisée par EDF pour le dimensionnement de Fessenheim donnerait pour le séisme majoré une intensité nominale 8 (VIII-IX) et une accélération correspondante de 0,3g.

Cette réunion du SCSNI vise à préparer une confrontation entre les experts et l'état-major d'EDF, ceux du DSN et les représentants du ministère de l'Industrie (SCSIN et DIGEC). Cette confrontation s'est tenue le 20 novembre 1973 dans les locaux du ministère du Développement industriel et scientifique<sup>352</sup>. Elle a pour but d'arrêter la rédaction de la partie risque sismique du décret d'autorisation de la centrale du Tricastin. Lors de cette confrontation étaient présents entre autres Rothé, Michel Hug (directeur de l'Équipement et maître d'ouvrage pour Tricastin), Plichon (expert du SEPTEN) et Jean Touyeras (chef de la Région d'équipement de Marseille, maître d'œuvre pour Tricastin) pour EDF, Philippe Aussourd pour la DIGEC, Servant et Bourgeois<sup>353</sup> pour la SCSIN ainsi que Cogné, Costes et Barbreau pour le Département de sûreté nucléaire.

La réunion débute par un exposé de la sismicité du site de Pierrelatte par Rothé. L'exposé de Rothé a été préparé auparavant lors d'une réunion avec EDF en date du 12 novembre. Participaient à cette réunion en plus de Rothé, Plichon, Touyeras ainsi que messieurs Michon du SEPTEN et de Gaujac de la Région d'Équipement de Marseille. L'objectif de la réunion est d'établir quel serait le séisme majoré de sécurité à retenir pour la centrale du Tricastin par l'application de la réglementation américaine et de comparer les niveaux retenus pour le dimensionnement à ce qui se fait ailleurs dans le monde. Lors de la réunion, EDF fait part à Rothé d'une nouvelle étude géophysique menée par le BRGM à la demande d'EDF pour

---

<sup>351</sup> SCSIN, « Compte-rendu de la réunion du SCSIN du 7 novembre 1973, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260125)

<sup>352</sup> SCSIN, « Compte-rendu de la réunion du 20 novembre 1973 au ministère du Développement industriel et scientifique », SIN n°28, 30 janvier 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260125).

<sup>353</sup> Jean Bourgeois n'est pas officiellement membre de l'autorité de sûreté. Il est en effet directeur de la sûreté nucléaire au CEA. Toutefois, il est présenté dans le compte-rendu de réunion comme membre de la SCSIN. Il s'agit là d'un argument supplémentaire sur la relative confusion des rôles et faiblesse des frontières institutionnelles par rapport à l'importance de certaines personnalités.

préciser l'emplacement des failles sismiques dans la région<sup>354</sup>. Au vu de l'emplacement des failles, Rothé estime que, d'une façon générale, les intensités diminuent très vite de la zone du Tricastin vers le site de Pierrelatte, l'intensité VII n'ayant été relevée qu'une seule fois à Pierrelatte. Pour lui, on peut donc faire l'hypothèse que les séismes connus<sup>355</sup> appartiennent tous à la même faille, numérotée F2 dans l'étude du BRGM, et qu'en faisant l'hypothèse d'une migration des épacentres le long de cette faille on arriverait au maximum à un séisme d'intensité VIII à 1 ou 2 km du site. Toutefois en raison du type de séisme de la région, dont l'intensité diminue rapidement avec la distance, Rothé estime l'intensité maximale probable sur le site de la centrale à VII-VIII, soit 7 dans l'échelle décimale, ce qui correspond selon lui à une magnitude de 4,5 sur l'échelle de Richter<sup>356</sup>.

En vue de l'application de la réglementation américaine Rothé estime, en outre, qu'il n'y a pas lieu de faire migrer les séismes puissants qui se situent entre 80 et 100 kilomètres au sud-est du site de Pierrelatte, car ils appartiennent à une province sismotectonique différente ; il y aurait donc une impossibilité géologique à cette translation. De ce fait, il estime que la démarche américaine est respectée et que son intensité maximale probable peut être comprise comme le séisme de sécurité américain<sup>357</sup>. Dans la première étude de Rothé, ce dernier avait préconisé l'utilisation d'une valeur d'accélération du sol de base équivalent à 0,15g et qu'il faudrait moduler par la prise en compte de la probable mauvaise nature du sol du site. L'étude du BRGM présentée par EDF conclut que le sol du site de Tricastin repose sur une couche de marne de 500 mètres. Selon Rothé, cette couche peut être considérée comme un sol moyen et de ce fait la valeur d'accélération proposée par EDF, de 0,2g, lui paraît convenable. En dernier lieu EDF indique à Rothé qu'elle souhaite comparer les valeurs retenues à la pratique courante à l'internationale pour la conception de centrale nucléaire. La volonté d'EDF est de prendre des marges de sécurité équivalentes - ni plus ni moins - que dans les autres pays nucléaires<sup>358</sup>.

Rothé, qui est consulté, répond à EDF que de manière générale aux États-Unis, mis à part en Californie où la proximité de la faille San Andreas oblige à prendre des accélérations très élevées (de l'ordre de 0,5g à 0,67g) pour faire face à un éventuel séisme de magnitude 8, les autres régions utilisent une valeur oscillante entre 0,1g et 0,2g. De même, il précise que les valeurs adoptées pour les centrales japonaises varient entre 0,15g et 0,30g pour des régions dont la sismicité est beaucoup plus grande que celle du Tricastin<sup>359</sup>. En conclusion de la

---

<sup>354</sup> Hentinger, R., Horn, R. & Stanudin, B. (1973), «Étude géophysique du site de Pierrelatte-sud (Drôme)», BRGM 73 MET/GPH 049, Orléans, septembre 1973

<sup>355</sup> Il s'agit des séismes du 1773, 1873, 1934, 1935 et 1936 (EDF, « Compte-rendu de réunion du 12 novembre 1973 à l'Institut de géophysique du globe de Strasbourg », 15 novembre 1973 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOOST, boîte n°2)).

<sup>356</sup> EDF, « Compte-rendu de réunion du 12 novembre 1973 à l'Institut de géophysique du globe de Strasbourg », 15 novembre 1973, p.2 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOOST, boîte n°2).

<sup>357</sup> Ibid., p.3

<sup>358</sup> Ibid.

<sup>359</sup> Il tire ces données d'une communication de Metha, D.S. *et al.*, « Survey of aseismic design data for Nuclear Power Plant », 5<sup>e</sup> conférence internationale du génie parasismique, Rome, 1973.

réunion, il apparaît à EDF que la valeur proposée pour le séisme majoré de sécurité paraît raisonnable, tant du point de vue de Rothé que de la pratique internationale.

Lors de sa présentation à la réunion du 20 novembre, Rothé ne fait pas part des incertitudes relatives au zonage et à l'intensité du séisme à retenir qu'il confessa à Barbreau quelques semaines plus tôt. Au contraire, il avance que l'intensité du séisme maximal probable du site de Pierrelatte est équivalente au maximum de la classe VII sur l'échelle MSK, soit 7 sur l'échelle macrosismique internationale. Il estime qu'en dépit de la mauvaise qualité du sol du site, l'intensité à prendre en compte ne lui paraît pas devoir être augmentée du fait de l'éloignement relatif des failles sismogénique<sup>360</sup>. De plus Rothé ajoute qu'il est très peu probable d'observer dans le futur des séismes d'intensités supérieures à celles déjà observées ; qu'il y a une limite physique à la puissance des séismes qui dépend de caractères géologiques et qui peut être identifiée par l'étude historique<sup>361</sup> ! En définitive, Rothé juge que la valeur retenue par EDF pour le séisme majoré de sécurité est suffisante pour tenir compte des incertitudes relatives à la sismicité du site et qu'elle permet de se couvrir, dans l'absolue, de la menace sismique.

Barbreau, abasourdi par la présentation de Rothé, prend la parole pour mettre en avant l'ampleur des incertitudes, relatives à la définition de l'intensité, à l'emplacement exact des épicentres des séismes observés et sur leur lien avec des failles connues et leurs emplacements. Il émet également des doutes sur l'atténuation avec la distance au regard de l'effet potentiel d'amplification que peuvent avoir les couches superficielles du sous-sol du site de Pierrelatte. Il rappelle enfin qu'à au moins trois reprises dans ces dix dernières années, des séismes d'intensités supérieures à celles établies par Rothé ont été observés en France. Il se déclare ainsi au minimum pour une intensité maximale probable de classe VIII (7,5 sur l'échelle nominale ou l'échelle d'intensité de Rothé).

À son tour, Costes prend la parole pour remettre en cause la position de Rothé selon laquelle chaque région serait limitée en magnitude par une sismicité plafonnée. Il signale en effet que, au contraire, certains sismologues, se fondant sur des analyses statistiques, attribuent une probabilité non négligeable aux séismes d'intensité supérieure. Rothé rétorque que l'extrapolation vers les fortes magnitudes de la loi fréquence-magnitude à laquelle Costes fait allusion n'est pas uniformément justifiée et est contredite par les études sismotectonique. Il ajoute que :

*« Cette extrapolation pour la France conduirait à prévoir un séisme de magnitude 7 tous les 85 ans et un séisme de magnitude 7,5 (séisme catastrophique) tous les 220 ans, chiffre en contradiction avec la documentation historique dont nous disposons »<sup>362</sup>*

---

<sup>360</sup> SCSIN, « Compte-rendu de la réunion du 20 novembre 1973 au ministère du Développement industriel et scientifique », SIN n°28, 30 janvier 1974, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260125).

<sup>361</sup> Ibid., p.2

<sup>362</sup> Ibid.

Au vu de ces deux critiques, Rothé se déclare « *« plutôt » pour une intensité maximale probable du niveau inférieur de la classe VIII* », qui est toujours équivalent à 7 sur son échelle d'intensité macrosismique et ne change de ce fait, en pratique, rien à son évaluation. Suite à cette conclusion, une discussion se lance sur l'effet potentiel du transfert des mouvements sismiques à travers les alluvions. Plichon prend la parole pour affirmer que ce paramètre est pris en compte plus en aval, dans les calculs de dimensionnement et dans le paramétrage de la modélisation des bâtiments par le code Transésisme. Michel Hug prend à son tour la parole pour confirmer le propos de Plichon et ajouter que, d'une part, EDF propose une marge dans le choix de l'accélération maximale du sol de référence, Rothé proposant 0,15g dans son étude et EDF choisissant 0,2g et, d'autre part, qu'il est inutile de majorer cette valeur outre mesure étant donnée l'existence de marge équivalente dans les autres compartiments du dimensionnement parasismique<sup>363</sup>.

Face au désaccord des experts d'EDF et du CEA, Servant propose une solution intermédiaire. Il précise que son service doit proposer au ministre de l'Industrie et au Gouvernement une intensité minimale des séismes pour lesquels doit être garantie la possibilité d'arrêter le réacteur en toute sécurité, mais il n'a pas, en revanche, à imposer la valeur minimale de l'accélération à retenir dans les calculs. De ce fait, Servant propose que le décret d'autorisation de Tricastin dispose :

*« La conception des ouvrages devra être telle que, pour un séisme de la plage supérieure des séismes d'intensité VIII de l'échelle MSK, le maintien des fonctions de sécurité du réacteur, le confinement des substances radioactives en cas d'accident, la protection sanitaire et le contrôle des rayonnements ionisants soient assurés »<sup>364</sup>*

La différence entre la plage inférieure et supérieure de l'intensité VIII est équivalente à un facteur 2 (entre 0,15g et 0,3g). Toutefois, sans préciser l'accélération dans le décret d'autorisation, EDF dispose alors d'une certaine liberté d'interprétation. EDF, en la personne de Michel Hug se montre d'accord avec cette rédaction sous réserve qu'il puisse conserver les valeurs d'accélération utilisées pour Fessenheim :

*« EDF soumettra, pour la centrale du Tricastin, en vue de l'examen du rapport de sûreté par le SCSIN et le Groupe permanent, un dossier correspondant à une centrale identique à celle de Fessenheim et démontrant que les prescriptions ci-dessus sont satisfaites, étant entendu qu'EDF estime à 0,2g l'accélération au sol correspondante »<sup>365</sup>*

Servant se montre à son tour d'accord avec cette position, bien que l'accélération retenue soit inférieure à l'accélération traditionnellement retenue pour cette valeur d'intensité. Toutefois il conditionne son accord au fait qu'EDF entreprenne rapidement une étude sur le comportement de la centrale de Fessenheim à des valeurs d'accélération allant jusqu'à 0,3g. Michel Hug précise qu'une telle étude demande l'examen du problème des fondations et de

---

<sup>363</sup> Ibid. p.3

<sup>364</sup> Ibid.

<sup>365</sup> Ibid.



l'ensemble des coefficients de sécurité, ce qui présente des difficultés importantes et propose alors de ne pas lier cette étude au décret d'autorisation de la centrale, mais de la considérer comme une étude générale. Ce consensus trouvé par Servant à une conséquence globale sur l'ensemble du nucléaire français. À compter de ce jour, l'ensemble des décrets d'autorisation de création d'installations nucléaires définira uniquement l'intensité sismique de référence pour le séisme majoré de sécurité et aucune valeur d'accélération.

Pour résumer le premier épisode de la saga de la robustesse parasismique de la centrale Tricastin, EDF a obtenu que l'intensité sismique du site ne soit pas ou peu majorée pour la définition du séisme majoré de sécurité par rapport au plus grand séisme historique connu. Pour cela, les experts d'EDF ont élaboré un faisceau d'arguments autour du jugement d'expert de Rothé agrémenté d'une comparaison internationale et de certains arguments géologiques. Ainsi, dans cet épisode, EDF a obtenu que le décret d'autorisation de création de la centrale du Tricastin ne contrevienne pas immédiatement avec la décision industrielle de reproduire le génie civil de Fessenheim sur le site de Pierrelatte. Toutefois, si le dimensionnement parasismique est reconduit et si les travaux de génie civil peuvent débiter, la qualité de robustesse parasismique de la centrale du Tricastin, qui est rappelons-le une question de conviction partagée par tous les acteurs engagés dans le processus d'instauration, est loin d'être acquise, les experts du CEA étant loin d'être convaincus par les arguments de l'électricien. Or cette qualité est une condition *sine qua non* de la mise en fonctionnement des réacteurs nucléaires.

### **3.2. Relocaliser la robustesse: le rapport préliminaire de sûreté**

À la fin de l'année 1973, EDF a obtenu de l'organe administratif de sûreté de pouvoir commencer les études de prédimensionnement en reconduisant les caractéristiques parasismiques de la centrale de Fessenheim. En revanche, EDF est loin d'avoir emporté la conviction de l'organe administratif de sûreté et des experts du CEA sur le bienfondé de cette reconduction et corrélativement sur la robustesse parasismique du projet. Or, la robustesse est une qualité relative qui dépend précisément d'une conviction partagée. Et en l'occurrence, EDF ne peut se passer de celle des experts du CEA et du ministère de l'Industrie. Bien que la conception de la centrale du Tricastin n'ait pas changé, sa qualité de robustesse parasismique va lui être conférée progressivement. En 1979, les premiers essais de pression du circuit primaire commencent. En 1980, le premier réacteur est raccordé au réseau électrique et en 1985, les quatre réacteurs fonctionnent à plein régime. Pour réparer la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin, l'instauration mue : elle sort du processus de conception et entre dans celui de la démonstration ; ouvrant alors la quatrième voie de la concrétisation, naturalisation de l'objet technique.

Après la réunion du 20 novembre 1973 qui décida du niveau sismique de référence pour le séisme majoré de sécurité à retenir pour le site de Pierrelatte, les experts du CEA se mettent en ordre de marche pour changer une situation qui leur apparaît non satisfaisante. À la fin de l'année 1974, la sûreté de la centrale du Tricastin passe l'épreuve d'un premier examen par le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires. Cet examen repose sur l'analyse et l'évaluation du rapport préliminaire de sûreté de la centrale. De cet examen découlent un avis et une série de recommandations qui servent de fondement à la décision de l'organe administratif de sûreté. Et de cette décision dépend le début des travaux de génie civil de la centrale. Ainsi, bien que le décret d'autorisation de création ait entériné une intensité pour l'aléa sismique maximum retenu pour la centrale, les organismes de sûreté, mécontents du niveau retenu, disposent encore d'une fenêtre d'action pour changer la conception du projet de sorte qu'elle acquière leur conviction dans son caractère robuste. Parallèlement, l'année 1974 est celle de la prise de conscience, chez les agents du Département de sûreté nucléaire, de la spécificité probable des séismes français par rapport aux séismes californiens qui servent de fondements à l'ensemble des connaissances et outils de conception parasismique des centrales nucléaires. Il s'agit donc, pour les experts du CEA, de se servir de l'examen du rapport préliminaire de la centrale de Tricastin pour faire évoluer la robustesse parasismique.

### 3.2.1. Penser la spécificité des séismes français

Lors d'une réunion interne du 4 décembre 1973 réunissant tous les experts du CEA impliqués sur les questions sismiques, y compris le directeur et directeur adjoint Tanguy et Cogné, sont esquissées un certain nombre d'actions à entreprendre en vue d'améliorer la prise en compte de la menace sismique dans la sûreté des installations nucléaires. Lors de cette réunion est dressé le bilan des insuffisances de la démarche EDF et de l'évaluation de l'aléa par Rothé, mais également ce que pourrait être une meilleure démarche et les moyens de s'en approcher à moyen terme. Le premier constat est l'insuffisance des données fournies par Rothé, tant du point de vue de leur qualité que de leur exhaustivité, pour déterminer les séismes de référence à la base de l'évaluation de l'aléa sismique. Pour cela, les experts du CEA, en particulier Candès, envisagent le lancement d'un grand projet de revisite et de synthèse des différentes cartes géologiques, tectoniques et macrosismiques utiles à l'évaluation de l'aléa sismique en France. Ce projet prendra le nom de « projet de la carte sismotectonique pour la France » et sera lancé en décembre 1975. Les raisons et les objectifs de ce projet sont précisés dans une réunion entre les différents experts et cadres du CEA qui se tient le 4 décembre 1973 :

*« Les informations concernant le territoire français métropolitain sont rassemblées en une carte d'intensité maximale probable par le Professeur Rothé qui est en outre le correspondant français du Bureau international. On a pu matériellement constater sur cette carte quelques erreurs dans le positionnement géographique ou dans le classement attribué à certains séismes. De ce*

*fait, les documents synthétiques établis et diffusés par le Professeur Rothé doivent être utilisés avec circonspection. M.CANDES proposera donc par l'intermédiaire du SCSIN de susciter une initiative concertée DIGEC-SCSIN dans le but de :*

- rassembler en un catalogue les données disponibles sur les séismes
- faire, en fonction des connaissances géologiques actuelles, une critique de la classification existante,
- présenter les résultats sous forme de carte géographique »<sup>366</sup>

Le deuxième constat dressé collectivement par les experts du CEA est qu'il sera question dans un avenir aussi proche que possible de déterminer un aléa sismique adapté au contexte français par une approche géologique et physique de la problématique sismique et non plus par une approche « enveloppe » telle qu'employée par EDF. L'approche probabiliste, prônée par Costes, est considérée comme probante, mais comme un objectif à plus long terme. En effet, pour se réaliser dans de bonnes conditions, l'évaluation probabiliste doit reposer sur une base de données de séismes locaux, en nombre et en qualité suffisante, ce qui est loin d'être le cas<sup>367</sup>. De ce fait, l'appréhension géologique du phénomène paraît être une étape intermédiaire tout à fait compatible et même nécessaire au développement d'une approche probabiliste future<sup>368</sup>. Ainsi durant la réunion du 4 décembre, il est acté que les experts du CEA et en particulier Barbreau et Costes s'attèleront à établir un aléa sismique adapté au contexte géologique français<sup>369</sup>.

Le troisième constat est qu'il y a un manque de données instrumentales françaises, en particulier d'enregistrements des mouvements forts obtenus à proximité des zones épacentrales. Ce constat vaut pour la France, mais également à l'international où, même en Californie, des enregistrements des mouvements du sol dans la zone épacentrale sont très rares<sup>370</sup>. À ce constat, plusieurs actions sont envisagées. Tout d'abord, il est prévu d'installer des appareils de mesure accélérométriques sur le site du Tricastin. Ensuite, il est question de rassembler tous les acteurs institutionnels participant à la veille sismique sur le territoire pour coordonner le développement d'un réseau instrumental national et de créer une base de données unique et partagée. Cette volonté débouche sur la création d'un groupe de travail en février 1974, présidé par l'académicien et président du Conseil international des unions scientifiques, Jean Coulomb. L'objectif du groupe de travail n'est pas complètement défini et Servant, le chef de l'organe administratif de sûreté nucléaire, encourage à dépasser le strict

---

<sup>366</sup> Compte-rendu de la réunion « séisme » du 4 décembre 1973 entre les différents membres du DSN, 31 janvier 1974, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>367</sup> Compte-rendu de la première réunion du groupe de travail « probabilité des séismes » du 13 mars 1974, 30 avril 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>368</sup> Compte-rendu de la réunion « séisme » du 4 décembre 1973 entre les différents membres du DSN, 31 janvier 1974, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>369</sup> Compte-rendu de la réunion « séisme » du 4 décembre 1973 entre les différents membres du DSN, 31 janvier 1974, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>370</sup> La raison de ce manque d'information est double. D'une part, si les séismes sont ressentis et peuvent être enregistrés à très longue distance, il est rare, car improbable, d'avoir un appareil de mesure à proximité immédiate de l'épicentre dans la mesure où il est encore impossible de prédire où auront lieu les séismes futurs. D'autre part, les mouvements du sol pouvant être très amples à l'épicentre, il faut disposer des appareils de mesure spéciaux, des accélérogrammes, pour obtenir un enregistrement exploitable du séisme. Or ces appareils, qui en contrepartie n'enregistrent pas les mouvements distants, ne sont pas très utiles aux sismologues et leur développement s'est fait progressivement au long du XX<sup>e</sup> siècle (Michel).

problème de la donnée sismique pour considérer l'ensemble de la problématique du risque sismique. En particulier, lors de la première réunion, Candès représentant Servant souligne l'intérêt apporté par le Service central de sûreté des installations nucléaires à l'obtention d'une information sismique de base la plus précise possible.<sup>371</sup>

Le groupe de travail réunit une grande partie des organismes impliqués dans le recueil et l'utilisation des données sismiques, en particulier : les Instituts de physique du globe de Paris et Strasbourg, le CNRS, le BRGM, l'Association française de sismologie expérimentale, le Bureau central international de sismologie, le laboratoire de détection géophysique du CEA (réseau de détection des essais atomiques), la Délégation générale à la recherche scientifique et technique, l'Institut national d'astronomie et de géophysique, la Protection civile, mais aussi EDF, le DSN et le SCSIN. Parmi les personnes participantes, on compte entre autres Rothé, Barbreau, Plichon, Candès et Yvonne Labrouste<sup>372</sup>.

La première mission du groupe de travail est de faire le tour des besoins, des ressources, des activités et des programmes de tous les organismes impliqués en France dans la sismologie. Ce travail est confié à Jean Bernard Minster<sup>373</sup>, ingénieur civil des mines qui vient juste d'achever son doctorat de géophysique au *California Institute of Technology*, la prestigieuse université américaine où a été élaborée une part importante des connaissances sismologiques et de génie parasismique depuis le début du 20<sup>e</sup> siècle (Coen, 2013 ; Geschwind, 2001 ; Reitherman, 2012). Il rend son rapport, intitulé « Activité et risque sismiques » en avril 1974. Ce rapport est discuté lors de la deuxième et dernière réunion du groupe de travail le 18 avril. Du point de vue instrumental, le rapport Minster conclut sur le fait que le dispositif de détection du Laboratoire de détection géophysique du CEA pourrait constituer l'ossature d'un réseau national de surveillance, auquel il faudrait ajouter un réseau de stations mobiles pouvant être déployé après un séisme pour enregistrer les éventuelles répliques, ainsi qu'un réseau accélérométrique qui couvrirait les principales zones sismiques de France pour pouvoir y enregistrer les mouvements forts en zone épiscopentrale<sup>374</sup>. L'Institut de physique du globe de Strasbourg se propose de prendre en charge le réseau mobile, tandis qu'EDF se propose de financer le réseau accélérométrique, mais pas d'en assurer la maintenance ni l'exploitation<sup>375</sup>. Du point de vue du risque sismique, le rapport Minster se positionne dans la lignée des experts du CEA et opte pour la détermination de spectres régionaux puis spécifiques à des sites. Il souligne d'abord la grande variabilité des actions sismiques en fonction de leurs paramètres physiques, en particulier : la magnitude, la profondeur du foyer, le mécanisme de rupture à l'origine du séisme, la propagation des ondes dans le sol et

---

<sup>371</sup> Pierre Candès (pour le SCSIN), « Compte-rendu de réunion à l'Institut de physique du globe de Paris le 19 février 1974 », 21 février 1974, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>372</sup> Elle est directrice à l'Institut de physique du globe de Paris et présidente de l'association française de sismologie expérimentale ; elle a participé aux essais sismiques sur le site de Saint-Laurent-des-Eaux en 1966 et 1967 (cf. Chapitre 2).

<sup>373</sup> <https://jbminster.scrippsprofiles.ucsd.edu/>

<sup>374</sup> Rapport Minster, « Activité et risque sismiques », Institut de physique du globe de Paris, avril 1974.

<sup>375</sup> Pierre Candès (pour le SCSIN), « Compte-rendu de la deuxième réunion du Groupe de travail présidé par Jean Coulomb qui s'est tenu à l'Institut de physique du globe de Paris le 18 avril 1974 », SIN 212, 28 mai 1974 p.3 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

l'atténuation des ondes avec la distance, le filtrage de certaines fréquences et enfin le rôle des couches superficielles dans l'atténuation ou l'amplification des ondes sismiques. Il insiste à ce sujet sur l'intérêt que présenterait une carte sismotectonique indiquant les principaux paramètres physiques des séismes d'une région permettant de déterminer un spectre type pour une région et de l'adapter à un site donné en fonction de la distance et de la nature du sol. Enfin, le rapport Minster conclut sur la nécessité de créer une banque de données dans laquelle toutes les informations obtenues par les différents laboratoires seraient centralisées et mises à la disposition des chercheurs. Les recommandations du rapport Minster seront en grande partie reprises et mises en œuvre par les experts du CEA dans le cadre de la rédaction de l'avis sur le rapport préliminaire de sûreté de la centrale du Tricastin.

En conclusion du compte-rendu de la deuxième réunion du groupe de travail discutant les résultats du rapport Minster, Candès note la similarité d'opinion entre la position CEA et le rapport Minster, qui a été reconnu comme d'excellentes qualités par tous les membres du groupe de travail, ce qui lui paraît très encourageant pour la suite. En particulier, il note que les résultats récemment acquis permettent d'espérer que si l'effort d'équipement demeure soutenu il sera possible d'aboutir à l'évaluation de la sûreté des sites nucléaires sur « *des bases scientifiques valables à partir desquelles on pourra donner aux responsables de projets des recommandations mieux adaptées que celles que l'on peut donner actuellement* »<sup>376</sup>.

Le groupe de travail ne se réunit plus après cette deuxième réunion. Par contre, un budget est alloué pour le développement du réseau mobile par l'Institut de physique du globe de Strasbourg et pour l'extension du réseau du Laboratoire de détection géophysique du CEA. Une partie du groupe de travail est recyclé dans le projet de rédaction d'un arrêté pour la prise en compte des risques sismiques pour la sûreté des installations nucléaires qui fonctionnera de 1975 à 1982, mais sans jamais déboucher sur la promulgation d'un texte officiel. Une autre partie est recyclée pour le projet de carte sismotectonique qui sera lancée en 1975. Enfin, un Groupe d'étude du risque sismique (GERS) est lancé à la suite de cette réunion entre le Département de sûreté nucléaire et le Laboratoire de détection géophysique du CEA, l'Institut de physique du globe de Strasbourg dirigé par Rothé et l'Association française de sismologie expérimentale dirigée par Yvonne Labrouste pour mettre en œuvre l'amélioration du réseau de détection et de surveillance des séismes. C'est l'Association française de sismologie expérimentale qui a la charge de développer le réseau accélérométrique, bien que financé par EDF, permettant d'enregistrer des mouvements forts de séismes en zone épiscopale. La première station accélérométrique est installée dans la région du Tricastin dès le mois d'avril 1974 et y enregistre son premier séisme le 10 mai 1974.

Dans l'optique de l'évaluation du rapport préliminaire de sûreté de la centrale du Tricastin, les experts du CEA envisagent d'une part de faire le bilan des pratiques actuelles et, d'autre part, de proposer une méthode permettant de définir un aléa sismique spécifique à la France

---

<sup>376</sup> Ibid., p. 4

et plus particulièrement au site du Tricastin. L'idée d'une particularité des séismes français par rapport aux séismes californiens a été une première fois mise en avant par le sismologue tchèque Vit Karnik dans une étude sur la sismicité européenne de 1969, qui fait date dans l'histoire de la sismologie. En effet, le sismologue tchèque a établi qu'en moyenne, les séismes européens sont caractérisés par des magnitudes faibles à modérées et par des profondeurs relativement faibles en contraste des régions plus sismiques qui sont caractérisées par des magnitudes fortes et des profondeurs de foyer plus importantes<sup>377</sup>. La possible spécificité de séismes français ou européens a poussé les experts du CEA à mettre au point, à partir de 1970, une station sismologique mobile qui peut être installée rapidement où le besoin se fait sentir avec pour objectif d'obtenir des sismogrammes enregistrés dans la zone épacentrale, afin de « *faire progresser nos connaissances des mouvements sismiques en vue d'application au génie parasismique* »<sup>378</sup>.

L'utilisation de cette station sismologique mobile doit servir à améliorer la prise en compte du risque sismique pour les installations nucléaires en permettant d'obtenir des enregistrements des mouvements du sol dans la zone épacentrale, enregistrements qui sont encore très rares dans le monde. La plupart des enregistrements sont, au contraire, obtenus à des distances généralement importantes de l'épicentre du séisme considéré. Or selon les experts du CEA, ces enregistrements ne sont guère utilisables pour le génie parasismique, car ils ne sont pas représentatifs des mouvements réels du sol qui se sont produits dans la zone où ces effets ont été observés<sup>379</sup>.

L'ambition derrière l'utilisation de station sismologique mobile est d'obtenir, d'une part, des spectres de réponse adaptés au contexte sismologique français et, d'autre part, d'étudier l'incidence des couches superficielles du sol sur les mouvements sismiques. La plus importante utilisation de ce dispositif a eu lieu suite au tremblement de terre qui a affecté la région de l'île d'Oléron, en Charente-Maritime, le 7 septembre 1972. Ce séisme a attiré l'attention des équipes du CEA à la fois par sa puissance importante (intensité VII, ressentie sur plus de 200 km, magnitude estimée à 5,6 sur l'échelle de Richter) et par le fait qu'il ait dépassé le classement sismique de la région telle que présentée dans la carte d'intensité maximale probable de Rothé, qui classait la région d'Oléron en zone VI. Deux investigations ont été menées parallèlement : une observation des dommages et une étude des répliques. La première avait pour objectif aussi bien d'évaluer les paramètres du séisme (en particulier la profondeur du foyer et son rattachement à une faille ou à une stratigraphie particulière du sous-sol) que de corréliser la répartition des dommages observés avec la qualité des sols. La deuxième étude visait à disposer un réseau d'équipements d'enregistrement des ondes sismiques dans trois stations éloignées de plusieurs kilomètres en cas d'une réplique du

---

<sup>377</sup> Karnik, V. (1969), « Seismicity of European Area - Part1 », D. Reidel Publishing, Dordrecht-Holland; Karnik, V. (1970), « Seismicity of European Area - Part2 », D. Reidel Publishing, Dordrecht-Holland

<sup>378</sup> CEA-DSN-SESSN, « Étude des séismes récents de la région d'Oléron », rapport SESR-R-1, juin 1973, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>379</sup> Ibid.

séisme qui, au vu de l'importance de la secousse initiale, pourrait être également d'intensité relativement élevée. Ce dispositif a permis d'enregistrer 6 séismes entre janvier et mars 1973, dont le plus important est celui du 6 janvier, d'intensité maximale V sur l'île d'Oléron et de magnitude estimée à 4,3. De ces enregistrements en zone épacentrale ont été tirés différents spectres de mouvements du sol. À partir de l'étude des différents spectres établis pour les différentes stations et les différentes répliques, les experts du CEA ont cherché à étudier la variabilité des mouvements sismiques en fonction de la magnitude, de la distance du foyer et des caractéristiques locales. L'objectif était, *in fine*, de reconstruire le spectre de réponse du séisme initial de septembre 1972 à partir des spectres des répliques sismiques. En conclusion de leur étude, les auteurs estiment que :

*« Il paraît donc possible de prévoir le spectre de référence d'un site à partir des spectres calculés grâce aux petits séismes ou répliques d'un grand séisme se produisant dans la région considérée. Si l'on dispose d'un nombre suffisant de points d'observation, il est possible d'établir la loi de variation d'énergie en fonction de la distance, de calculer la fonction de transfert et de prévoir les spectres en un autre site où il n'a pas été possible d'obtenir d'enregistrement »<sup>380</sup>*

Ainsi, comme le montre cette étude, dès le milieu de l'année 1973, la conviction grandissait au sein des experts du CEA sur le fait qu'il est possible d'obtenir des spectres caractéristiques de la géologie des provinces sismotectoniques et même caractéristiques des sites français à partir de l'acquisition d'informations instrumentales locales.

Une deuxième étude, cette fois conduite par Costes dans la première moitié de l'année 1974, vient conforter cette position et apporter une preuve scientifique dans la nécessité de se détacher des spectres de réponse californiens. En particulier, Costes conduit une étude sur ce qu'il nomme les « paramètres caractéristiques des séismes », mais qui se rapporte en réalité plus à un parangonnage des contenus fréquentiels des spectres obtenus en Californie et en Europe pour différentes méthodes et pour différents paramètres. Son ambition est de préciser d'une part la relation entre le génie parasismique et les spectres selon leur contenu fréquentiel et d'autre part, d'étudier la sensibilité de ce contenu à plusieurs paramètres parmi lesquels : la magnitude et la distance entre le lieu d'enregistrement et le foyer sismique.<sup>381</sup>

Costes établit la même relation par rapport aux ondes sismiques en se fondant sur une étude de Blume<sup>382</sup> qui a étudié les caractéristiques des spectres obtenus en 44 emplacements, de 7 à 500 km de l'explosion nucléaire de *Faultless* du 19 janvier 1968. Par la suite, Costes compare de nombreux spectres issus de la réglementation américaine (le Regulatory Guide 1.60 ; cf. Encadré 5), du séisme algébrique, du spectre EDF, d'une collection de séismes italiens, d'une

---

<sup>380</sup> Ibid., p.22

<sup>381</sup> Note de Didier Costes, « Paramètres caractéristiques d'un séisme », DSN-DIR/74-467, avril 1974, p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>382</sup> Blume, J.A. (1969), « An engineering intensity scale for earthquake and other ground motions, JAB, 99-73, sept 1969.

réplique du séisme d'Oléron et de spectres représentatifs pour l'Europe centrale pour des intensités VI à VII<sup>383</sup>. Il remarque alors que :

« On voit que, très sommairement, les fréquences centrales peuvent être évaluées à 0,8 Hz aux États-Unis [Californie] et à 4 Hz en Europe [...] Il paraît en effet défendable, selon l'avis de divers séismologues, de considérer surtout des magnitudes de l'ordre de 7 à 8 aux États-Unis, et de l'ordre de 5,5 à 6,5 en Europe »<sup>384</sup>

Dans son étude Costes remarque qu'il y a un facteur cinq entre la fréquence centrale des spectres californiens et la fréquence centrale généralement observée en Europe (0,8 contre 4 Hz), qu'il attribue aux magnitudes plus importantes de la première région sur la deuxième. Toutefois Costes, qui tient dans sa note à proposer une recommandation pratique, ne favorise pas un tel décalage en fréquence. Il prône un décalage des spectres français pour le génie parasismique des centrales nucléaires, vers les hautes fréquences, mais d'un facteur deux fois moindre (2,5 contre 5), ce qu'il justifie par des raisons en partie économiques. Dans la fin de sa note, il propose une série d'évolutions de la pratique actuelle en matière de génie parasismique. En particulier il précise, dans la lignée des recommandations faites à Servant par Goguel, de retourner la problématique et de partir des fréquences sensibles des centrales nucléaires et des dommages admissibles pour chaque niveau d'intensité. À partir de là, la contribution des différents types de séismes au risque d'ensemble pourra être évaluée et le tout intégrable dans une analyse probabiliste de sûreté.<sup>385</sup>

La note de Costes est transmise par ses propres soins aux différents services du CEA ainsi qu'à Plichon, agent du SEPTEN. Costes précise dans le courrier envoyé à Plichon qu'au vu de son étude, la démarche « enveloppe » développée par ce dernier et utilisée jusqu'alors par EDF lui semble désormais caduque :

*« Il semble que les mouvements enregistrés en Europe se caractérisent par des spectres décalés vers les hautes fréquences, procurant des accélérations instantanées beaucoup plus grandes, pour les mêmes vitesses de sol. Si tel est bien le cas, je pense qu'il conviendrait de clore les recherches d'un paramètre unique d'intensité, et de spécifier des spectres complets comme le font les Américains. Ces spectres seraient déduits des observations effectuées sur des régions de « styles tectoniques » analogues, en analysant surtout les bandes de fréquences auxquelles nos constructions sont en fait sensibles et qu'il serait intéressant de préciser [...] nous serions heureux d'en discuter avec vous soit personnellement, soit officiellement, à l'occasion des définitions de séismes pour le Tricastin »<sup>386</sup>*

---

<sup>383</sup> Huber, A. & Schildknecht, P. (1971), « Earthquakes calculations: their importance with respect to areas of average and low seismic activity », 1<sup>st</sup> SMIRT Conference, Berlin, 20-24 September 1971

<sup>384</sup> Note de Didier Costes, « Paramètres caractéristiques d'un séisme », DSN-DIR/74-467, avril 1974, p.7 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>385</sup> Ibid., p.7-8

<sup>386</sup> Lettre de Didier Costes à Claude Plichon du 10 avril 1974 accompagnant l'envoi de la note de Didier Costes, « Paramètres caractéristiques d'un séisme », DSN-DIR/74-467, avril 1974, p.7 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)



Costes estime qu'il faut désormais spécifier non seulement le niveau, mais aussi la forme des spectres de réponse. Quelques jours plus tard, Cogné se charge d'envoyer la note de Costes à Jean Touyeras, chef de la Région d'équipement de Tricastin et maître d'œuvre du projet Tricastin. Il accompagne cette note d'une proposition d'action qu'EDF pourrait entreprendre dans le cadre de l'instruction du rapport préliminaire de sûreté de la centrale. Il précise tout d'abord que sa demande s'intègre dans celle de Servant, chef de l'organe administratif de sûreté, émise à l'encontre d'EDF lors de la réunion du 20 novembre 1973 portant sur la rédaction du décret d'autorisation de création de la centrale de Tricastin. En effet, Servant a demandé à EDF, en contrepartie de l'inscription d'une intensité VIII plutôt que VIII-IX dans le décret, d'effectuer une étude de vérification du comportement d'une centrale nucléaire comme Fessenheim à des accélérations du sol allant jusqu'à 0,3g. Bien que Servant ait précisé que cette étude ne rentre pas strictement dans le cadre de l'instruction du rapport préliminaire de sûreté, Cogné estime qu'elle permettrait d'aider les experts du CEA à formuler un avis sur le rapport tel que rédigé actuellement par EDF. Cogné précise que, au vu de la note de Costes, l'intensité, comme l'accélération maximale, ne suffisent plus à représenter l'aléa sismique. Il propose alors qu'EDF calcule la réponse de l'installation nucléaire à une série de spectres choisis arbitrairement, indépendamment de l'intensité, mais qui permettraient d'évaluer la sensibilité de l'installation à des mouvements supérieurs au spectre de dimensionnement dans certaines gammes de fréquences (en particulier les hautes fréquences). Une telle étude permettrait alors de faire apparaître la bonne tenue ou la perte, selon le cas, de chacun des individus techniques importants au fonctionnement et à la sûreté de l'objet technique. Cette étude permettrait, selon Cogné, de déterminer « *la plage de séismes acceptables* », élément nécessaire pour asseoir notre appréciation de sûreté »<sup>387</sup>.

La proposition d'étude de Cogné ne sera pas retenue par EDF. À l'inverse, EDF entend défendre les choix de conception faits dans le dimensionnement du modèle standardisé de réacteur, dérivé de la centrale de Fessenheim, par la mise en évidence de la présence d'un certain nombre de marges de sécurité, bien que difficilement quantifiables, mais qui, selon EDF, couvre probablement suffisamment l'insuffisance présumée de l'évaluation de l'aléa sismique du site de Pierrelatte. Dans la réunion préparatoire au Groupe permanent entre les experts du CEA et de la Région d'Équipement de Marseille, ces derniers indiquent en premier lieu que les paramètres du séisme, en particulier l'intensité maximale et l'accélération associée, ont été validés par l'organe administratif de sûreté lors de la réunion du 20 novembre 1973 et qu'ils ne reviendront pas dessus. Les experts du CEA s'estiment en accord avec ces données, mais ajoutent qu'il leur paraît nécessaire désormais de décaler le spectre EDF vers les hautes fréquences pour tenir compte des évolutions de la connaissance scientifique du phénomène sismique et que, en pratique, ce décalage entraîne, pour une même intensité, une augmentation de l'accélération maximale vers 0,28g. Ils ajoutent qu'ils

---

<sup>387</sup> Lettre de François Cogné à Jean Touyeras du 16 avril 1974 accompagnant l'envoi de la note de Didier Costes, « Paramètres caractéristiques d'un séisme », DSN-DIR/74-467, avril 1974, p.7 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

comptent en faire la demande officielle devant le Groupe permanent lors de sa réunion pour délibérer du rapport préliminaire de la centrale de Tricastin. Les agents de la Région d'équipement de Marseille et maîtres d'œuvre pour la réalisation de la centrale du Tricastin stipulent à leur tour que toutes les études de prédimensionnement du génie civil sont déjà terminées et qu'il serait difficile de changer maintenant d'hypothèse de conception. Ils estiment en outre que le décalage vers les hautes fréquences du spectre ne devrait pas avoir de conséquences négatives sur les calculs de dimensionnement du génie civil et que pour cette raison ils ne modifieront pas leurs études. Par contre, il leur semble que ce nouveau spectre, riche en hautes fréquences, pourrait avoir des incidences importantes sur le dimensionnement des équipements de la centrale, qui sont généralement caractérisés par des fréquences propres plus élevées que les bâtiments. Le dimensionnement des matériels n'étant pas encore tout à fait arrêté par des contrats avec les fournisseurs, EDF demande aux experts du CEA de lui fournir toutes les études qu'ils ont menées pour pouvoir étudier avec Framatome la possible utilisation de ce nouveau spectre. En effet, si c'est EDF qui fournit les sollicitations sismiques à prendre en compte pour le dimensionnement des matériels, c'est bien Framatome qui se charge des études et de la fabrication<sup>388</sup>.

De façon générale, EDF explicite dans cette réunion la posture qu'elle compte adopter face au Groupe permanent. Celle-ci consiste à défendre les hypothèses de dimensionnement comme prévu pour les deux derniers réacteurs de la centrale de Bugey sur le site du Tricastin. Elle compte alors obtenir la conviction dans la robustesse parasismique de son projet en démontrant l'existence de marges de sécurité suffisantes pour couvrir la possible sous-estimation de la menace sismique jusqu'à un aléa sismique caractérisé par une accélération maximale de 0,3g, correspondant à la demande de l'organe administratif de sûreté. En effet, selon Bernard Pichery de la Région d'équipement de Marseille, il existe au moins deux sources de marges importantes nichées dans les pratiques de calcul de dimensionnement d'EDF. La première est l'utilisation d'une analyse dynamique des forces par analyse modale de la réponse des bâtiments à la sollicitation sismique. Selon lui, ce mode d'analyse est 10 à 15 % plus conservatif qu'une analyse dynamique directe et 8 fois plus conservatif qu'une analyse statique telle qu'inscrite dans les règles parasismiques conventionnelles<sup>389</sup>. La deuxième source de marges est issue de la non-prise en compte des non-linéarités dans le calcul. Le mode de calcul employé par EDF est dit linéaire, car il suppose que l'ensemble du système (sol, fondation, structures internes, etc.) reste dans le domaine élastique au cours de la sollicitation sismique, c'est-à-dire qu'il se déforme de façon uniquement temporaire. Cette hypothèse induit qu'il n'y a pas, ou peu, de dissipation d'énergie lorsque le mouvement sismique traverse les différents milieux. Or, une multitude de petites déformations plastiques, permanentes, sous forme principalement de fissure, dissipent une quantité

---

<sup>388</sup> Pichery Bernard, Région d'Equipment de Marseille, « Centrale du Tricastin : séismes : Compte-rendu de la réunion du 17 juin 1974 », 18 septembre 1974, p.5 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747)

<sup>389</sup> Ibid., p.4 ; pour les détails de la démonstration voir : Pichery, Bernard & Petit, Gérard (EDF/SEPTEN), « Etudes de génie parasismique relatives au palier PWR 900 Mw », E-REM/PWR 900 Mw - SN 3, 11 octobre 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°260225)

probablement importante d'énergie au passage des ondes, réduisant la puissance du mouvement sismique au fur et à mesure de sa propagation sans pour autant compromettre l'intégrité ou le fonctionnement des bâtiments et équipements. Cet argument repose sur une étude conduite par Plichon sur l'effet de la prise en compte des non-linéarités dans l'interaction sol-structure sur le mouvement sismique.

Cette étude conclut sur une potentielle influence forte des non-linéarités sur la marge de sécurité réellement disponible<sup>390</sup>. Si l'étude de Plichon conclut sur la probable importance des non-linéarités dans l'atténuation des mouvements sismiques, il précise que ce facteur est encore difficilement estimable et qu'il nécessite d'effectuer une étude très détaillée du sol et de son interaction avec les fondations. En outre, son étude a mis en exergue que le risque d'entrechoquement entre bâtiments est plus important que prévu. Les non-linéarités entraînent des réponses plus spécifiques pour chaque bâtiment et donc des mouvements plus distincts.

Les experts du CEA signifient, en fin de réunion, qu'ils comptent, dans le cadre de l'instruction du rapport préliminaire de sûreté de Tricastin, émettre un avis d'ordre méthodologique et dépassant le strict cadre de l'instruction. Ce premier avis sur la question sismique d'une centrale standardisée du futur parc électronucléaire français ne se limitera pas à l'expertise de la centrale du Tricastin, mais aura une portée générale, d'ordre méthodologique, pour l'ensemble de la sûreté nucléaire. Ils précisent que cet avis visera, à partir de la critique des approches actuelles, à proposer une nouvelle méthode pour la détermination des spectres de référence à retenir pour la conception des centrales nucléaires et proposera un nouveau contenu du chapitre « site » du rapport de sûreté.

Avant la rédaction de l'avis des experts du Département de sûreté nucléaire sur le rapport préliminaire de la centrale de Tricastin, un événement vient confirmer le bienfondé de l'approche géologique de l'évaluation de l'aléa sismique qu'ils défendent. Si la conviction dans la spécificité de la forme des spectres français par rapport aux spectres californiens est acquise au sein des experts du CEA suite à l'étude des enregistrements du séisme d'Oléron et suite au travail de Costes, aucune méthode ne permettait encore d'établir un tel spectre pour une région spécifique sans acquérir auparavant et à grands frais un certain nombre de données instrumentales. En effet, si le travail sur les répliques du séisme d'Oléron a mis en avant la possibilité d'établir un tel spectre à partir de l'enregistrement de petits séismes, il faudrait pour pouvoir généraliser la démarche avoir, pour chaque région considérée, ou même pour chaque site, des enregistrements de séismes proches en quantité et en qualité suffisantes pour établir la signature spécifique des séismes locaux. Or, encore très peu de données de la sorte sont disponibles en France et le réseau d'instruments d'enregistrement est encore bien trop insuffisant pour aboutir, dans un futur proche, à l'établissement de spectres caractéristiques pour chaque région sismotectonique française. C'est pour pallier ce

---

<sup>390</sup> Claude Plichon, EDF SEPTEN, « Contribution à la recherche du coefficient de sécurité aux séismes d'une centrale nucléaire type Fessenheim », E/SE-GC 74-20, 17 juin 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747)

manque de données qu'une méthode, développée en Californie à partir d'une collection d'enregistrements de séismes et surtout de tirs nucléaires dans le Nevada, a été importée et adaptée par les experts du CEA. C'est à partir de l'étude de Richard A. Johnson publié en 1973<sup>391</sup> que Barbreau et Mohammadioun développent une méthodologie permettant de construire un spectre caractéristique d'une région ou d'un site à partir des paramètres physiques d'un séisme<sup>392</sup>.

À partir des données de l'étude des répliques du séisme d'Oléron, les deux sismologues du Département de sûreté nucléaire déterminent que la méthode Johnson donne un spectre de réponse très proche de celui obtenu précédemment à condition d'adapter les coefficients de corrélation empiriques. C'est en particulier le coefficient  $m$ , représentant l'atténuation des ondes avec la distance et dépendant des conditions locales du sol, qui influe sur le résultat. Le spectre obtenu avec les coefficients de corrélation américains donne des valeurs plus grandes à toutes fréquences, mais plus encore à basses fréquences. Selon les deux sismologues, cela s'explique par le fait que les données d'Oléron ont toutes été obtenues sur un sol dur, au rocher (ou *bed rock* en anglais), qui atténue, ou du moins n'amplifie pas les mouvements du sol, par rapport aux données américaines qui représentent un sol « moyen ». En conclusion de leur note, les deux auteurs signifient que cette méthode leur paraît particulièrement opportune en ce qu'elle permet de « *personnaliser le spectre choisi, il est ainsi caractéristique d'un site particulier* »<sup>393</sup> et ainsi d'adapter la forme et le niveau des spectres en fonction des caractéristiques géologiques et tectoniques régionales ou locales.

Le 10 mai 1974, est survenu dans la région de Grignan, à 10 km du site de Tricastin, un séisme de très faible magnitude (de l'ordre de 1,5 à 2 sur l'échelle de Richter), mais ayant été ressenti assez notablement (intensité IV ou V dans la région épicertrale). Ce séisme a pu être enregistré par la station déployée sur le site du Tricastin par l'Association française de sismologie expérimentale dans le cadre du Groupe d'étude du risque sismique. L'enregistrement de ce séisme a permis de tester la méthode Johnson sur le site du Tricastin en élaborant sa validité par comparaison avec les données instrumentales. Les spectres alors calculés par la méthode Johnson confirment la richesse en hautes fréquences des séismes de la région du Tricastin. Les accélérations maximales du séisme se trouvent en effet entre 10 et 20 Hz<sup>394</sup>. Le fait que ce séisme, de magnitude très faible, ait été ressenti avec une intensité appréciable sur une région limitée tend selon les auteurs à confirmer que les séismes du Tricastin sont peu profonds. Ils concluent alors que :

---

<sup>391</sup> Johnson, R. (1973), "An Earthquake Spectrum Prediction Technique", *Bulletin of the Seismological Society of America*, n°63, p.1255-1274

<sup>392</sup> Barbreau, A. & Mohammadioun, B., « Choix d'un spectre sismique de référence », Rapport DSN/SESR/SESSN n°74-267, 26 juin 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>393</sup> Ibid., p.5

<sup>394</sup> Barbreau, A. & Mohammadioun, B., « Fiche : Exploitation préliminaire des enregistrements du séisme du Tricastin du 10 mai 1974 », DSN-SESR-SESSN n°74-307, 2 août 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

« On est donc dans cette région probablement en présence d'un type particulier de séismes qui peut atteindre un niveau d'intensité important pour des énergies relativement faible et sans doute particulièrement riche en hautes fréquences »<sup>395</sup>

### 3.2.2. Changer de méthode sans modifier la conception, la difficile équation de la robustesse parasismique de Tricastin

Le rapport préliminaire de la centrale nucléaire de Tricastin est examiné par le Groupe permanent d'experts réacteurs au cours de 6 réunions qui se sont tenues les 15, 16, 17 octobre, 26 novembre et 3 et 4 décembre 1974. Ces 6 réunions étaient en réalité consacrées en même temps à deux autres examens de rapports préliminaires de sûreté, ceux de la centrale de Dampierre-en-Burly et de la centrale de Gravelines. L'examen simultané des trois rapports préliminaires de sûreté est justifié en premier lieu par la similarité des trois projets appartenant au même palier standardisé. De la même façon, ces examens sont considérés comme liés à ceux des réacteurs 4 et 5 de la centrale nucléaire de Bugey. Il est alors inscrit en introduction de l'avis du Groupe permanent d'experts des trois rapports préliminaires que :

*« En raison de la normalisation des tranches nucléaires à eau sous pression de 900 MWe et de l'intention manifestée par EDF de reconduire autant que possible les caractéristiques de Bugey 4 et 5, le Groupe permanent a procédé à l'examen simultané des caractéristiques communes aux trois centrales de Tricastin, Gravelines, et Dampierre-en-Burly, en se référant aux conclusions de l'examen effectuées pour Bugey 4 et 5 [...] les réacteurs faisant l'objet de la demande sont de même type à eau sous pression et de la même puissance de fonctionnement que les tranches 4 et 5 de Bugey dont les bases de conception ont été jugées satisfaisantes. Il en résulte que les recommandations précédemment émises pour Bugey 4 et 5 ont été prises comme référence. Cependant, l'évolution des connaissances et quelques modifications par rapport à Bugey 4 et 5 conduisent à modifier les appréciations sur quelques points »<sup>396</sup>*

La plupart des choix de conception et des options de sûreté des réacteurs nucléaires devant être construits sur les sites de Tricastin, Dampierre-en-Burly et Gravelines ont déjà été expertisés et examinés par le Groupe permanent d'experts lors de l'instruction des deux derniers réacteurs de la centrale du Bugey. En conséquence de la politique industrielle d'EDF de standardisation de ses réacteurs, le Groupe permanent estime que les conclusions et recommandations émises lors de l'instruction du Bugey 4 et 5 sont valables pour les trois nouvelles centrales et qu'il n'est donc pas nécessaire de revenir dessus. Les aspects qui sont traités dans les 6 réunions échelonnées d'octobre à décembre 1974 portent en conséquence sur les différences de conception entre les nouveaux réacteurs et ceux de Bugey, appartenant à deux paliers technologiques différents (cf. Encadré 2), ainsi que sur les aspects de sûreté liés spécifiquement aux sites et à leur environnement.

---

<sup>395</sup> Ibid., p1

<sup>396</sup> Ministère de l'Industrie et de la Recherche, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Projet d'avis du Groupe permanent pour Tricastin », DSN/SESP/74-642, 20 décembre 1974, p.1-2

L'examen simultané des rapports préliminaires de sûreté des trois centrales nucléaires est également motivé par la relative récurrence de certaines problématiques. C'est en particulier le cas de la problématique liée aux potentielles agressions occasionnées par l'environnement industriel voisin des sites envisagés qui se retrouve pour les trois sites. C'est alors le pire cas qui est expertisé et qui détermine la doctrine, qu'il faut comprendre comme la pratique collégalement préconisée pour les deux autres. En l'occurrence, c'est la proximité du port méthanier de Dunkerque et des installations pétrolières du site de Gravelines qui sert de base à la définition des règles d'exclusion et de protection vis-à-vis des potentielles agressions liées à cet environnement industriel. Du point de vue de la problématique sismique, partagée par Gravelines<sup>397</sup> et Tricastin, c'est ce dernier qui sert de cas d'étude pour définir la nouvelle doctrine.

En septembre 1974, les experts du CEA rédigent l'avis portant sur la partie risque sismique du rapport préliminaire de sûreté de la centrale du Tricastin, appelé rapport DSN N°50<sup>398</sup>. Ils sont convaincus de la nécessité de changer la pratique, autant du point de vue de l'évaluation des séismes de référence que dans la construction des spectres de réponse. Toutefois, ils sont conscients qu'un tel changement n'est pas applicable instantanément et sur l'ensemble du territoire. D'une part, il manque encore cruellement de données pour définir des coefficients empiriques pour chaque région sismotectonique, nécessaires à l'application de la formule Johnson. D'autre part, la sismicité française est définie en grande majorité par des séismes anciens qualifiés par la seule intensité macrosismique et il faut alors se confronter à la difficulté d'attribuer des valeurs de magnitude et de profondeur à ces séismes. Dans le même temps, il leur semble déjà possible, notamment pour le site du Tricastin, d'établir un spectre mieux adapté au site que celui utilisé actuellement par EDF, notamment en le décalant vers les hautes fréquences. La position des experts du CEA oscillant entre une volonté de changement d'approche et les difficultés de sa mise en œuvre se reflète tout au long du rapport DSN N°50. Ce rapport, d'ordre essentiellement méthodologique, se donne pour objectif de refonder la pratique d'évaluation de l'aléa sismique ainsi que les modalités de transformation qui lient le phénomène naturel à l'installation.

---

<sup>397</sup> Le site de Gravelines a posé des problèmes de robustesse parasismique très similaires à ceux analysés dans le cas du Tricastin. La zone est à l'origine classée intensité VI dans la carte des intensités maximales probables de Jean-Pierre Rothé telle que présentée dans les règles parasismiques PS69. Une évaluation spécifique de la sismicité du site par Rothé a finalement attribué une intensité VII-VIII au site de Gravelines en raison des traces d'une submersion marine dans la région du site qui aurait fait suite à un séisme important à 30 kilomètres du site. La question était également de savoir si le séisme majoré de sécurité devait être pris égal à 1 degré supplémentaire, soit VIII-IX sur l'échelle MSK tandis qu'EDF propose de reconduire le dimensionnement de Fessenheim avec un séisme de référence intensité VIII et un spectre de réponse normalisé à 0,2g.

<sup>398</sup> CEA-DSN, « Protection des centrales vis-à-vis des séismes (Présentation par le DSN devant le Groupe permanent « Réacteurs ») », Rapport DSN N°50, 14 octobre 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

#### Encadré 6 : Les critiques du rapport DSN 50

En premier lieu, les *experts* du CEA critiquent l'évaluation des séismes de référence par l'utilisation directe de la carte des intensités maximales probables de Jean-Pierre Rothé. En particulier, ils soulèvent que les limites entre les différentes zones sont très imprécises, que la carte ne tient pas compte en tout lieu des intensités maximales historiques<sup>399</sup>, qu'elle n'indique jamais d'intensité supérieure à celle observée dans le passé et qu'enfin les études locales effectuées par le même Rothé pour des sites particuliers donnent souvent des indications différentes de sa carte. Également, ils critiquent l'utilisation d'une échelle décimale pour l'évaluation des intensités sismiques, qui est une pratique que l'on ne retrouve pas ailleurs et qui ajoute de la confusion. Ils proposent alors de proscrire définitivement toute utilisation d'échelle décimale et de n'utiliser que l'échelle MSK exprimée en chiffres romains<sup>400</sup>. Pour autant, les auteurs du rapport estiment que le travail, les données et les cartes de Jean-Pierre Rothé sont incontournables et demeurent la donnée de base pour l'évaluation des séismes de référence. Ils précisent ainsi que : malgré le caractère toujours fondamental du travail de Rothé, les *experts* du CEA estiment qu'il ne peut être utilisé que pour obtenir une première estimation et que l'exploitant doit conduire une analyse détaillée de tous les séismes historiques importants. Ils demandent à l'exploitant d'étudier en détail tous les séismes qui servent à la détermination des séismes de référence. Il n'est plus question de faire une confiance aveugle dans les intensités et les localisations des séismes de Rothé, mais d'inscrire dans le rapport de sûreté toutes les informations permettant d'établir ces paramètres pour chaque séisme.

Une fois ce premier travail effectué, la nouvelle démarche proposée par le Département de sûreté nucléaire entend déplacer tous les séismes identifiés au plus près du site selon la méthode américaine précisée dans le 10-CFR part 100 Annexe A, c'est-à-dire le long de la faille si le séisme peut être rattaché à un système de faille, au plus proche de la frontière de la province sismotectonique voisine si le séisme peut y être rattaché ou directement à l'aplomb du site si le séisme ne peut être rattaché ni à un système de faille ni à une province sismotectonique ou s'il appartient à la province du site. De cette étude peut être déduit le séisme de base adapté au site qu'il propose de renommer « Séisme maximal historique vraisemblable » ou SMHV<sup>401</sup>. À partir de ce premier scénario sismique, les *experts* du CEA proposent de reprendre et de pérenniser la pratique qui avait cours auparavant, dans le cas de Fessenheim notamment, d'augmenter forfaitairement l'intensité du séisme de base de 1 degré sur l'échelle MSK pour obtenir le séisme majoré. Ainsi, il précise que « *le séisme majoré de sécurité (SMS) est défini, par son intensité SMS=SMHV+1* »<sup>402</sup>. Ensuite, le rapport DSN N°50 précise que les séismes français sont de nature différente de ceux que l'on trouve dans les régions plus sismiques, comme en Californie ou au Japon par exemple. En particulier les séismes français sont caractérisés par des magnitudes relativement faibles, mais tout en conservant une intensité épiscopale pouvant être élevée, ce qui s'explique selon eux, probablement par une profondeur moindre des foyers sismiques.

Cette particularité des séismes français engendre selon eux des mouvements du sol différents et en particulier un contenu fréquentiel différent pour les spectres de réponse. Les auteurs du rapport argumentent que, d'après le rapport Minster établi dans le cadre du Groupe de travail présidé par Jean Coulomb, la forme et le niveau d'un spectre de réponse pour un site dépendent de plusieurs facteurs qui sont : la magnitude, la profondeur, le mécanisme au foyer, la loi d'atténuation avec la distance qui dépend des couches géologiques traversées et la fonction de transfert des formations géologiques locales (qui serait aujourd'hui appelée effet de site). En l'absence d'enregistrement en nombre et en qualité suffisante pour le territoire français, les *experts* du CEA proposent de construire des spectres de réponse adaptés aux différentes provinces sismotectoniques à partir de la méthode Johnson. Ils précisent alors qu'ils ont déjà testé et adapté la méthode Johnson à la sismicité du Tricastin<sup>403</sup>. Ensuite les auteurs du rapport proposent une comparaison du spectre « enveloppe » utilisé par EDF pour le dimensionnement de la centrale nucléaire du Tricastin et plus largement pour le premier modèle de réacteur standardisé, avec des spectres obtenus par l'étude des répliques du séisme d'Oléron, par le calcul via la méthode Johnson sur le site du Tricastin (pour une magnitude estimée à 4,5 sur l'échelle de Richter et une distance focale de 3 km<sup>404</sup>), avec et sans utilisation des coefficients empiriques américains ainsi qu'avec d'autres spectres,

<sup>399</sup> C'est le cas de la région du Tricastin classée en intensité 7,5 alors que l'intensité 8 a été rencontrée par exemple à Donzère. C'est le cas également de la région frontalière Suisse, au sud du site de Fessenheim, qui se situe à proximité des épicentres des grands séismes de Bâle (notamment en 1356) classée en zone 9 alors que l'intensité 10 a localement été rencontrée. Plus encore, une étude particulière effectuée par Rothé pour EDF à l'occasion du projet de centrale nucléaire sur le site de Gravelines, à proximité de Dunkerque, a classé la zone en intensité 7 alors qu'elle est classée en zone 5 dans la carte des intensités maximales probables.

<sup>400</sup> CEA-DSN, « Protection des centrales vis-à-vis des séismes (Présentation par le DSN devant le Groupe permanent « Réacteurs » ) », Rapport DSN N°50, 14 octobre 1974, p.18 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>401</sup> Ibid.

<sup>402</sup> Ibid.

<sup>403</sup> Ibid., p.38

<sup>404</sup> Rothé a estimé les paramètres physiques des séismes du Tricastin, lors de la réunion du 20 novembre 1973, comme étant caractérisé par une magnitude maximale de 4,5 sur l'échelle de Richter et une profondeur de 0,5 à 2 km (source : SCSIN,

notamment les spectres règlementaires américain et anglais. Les différents spectres sont représentés sur la figure suivante :

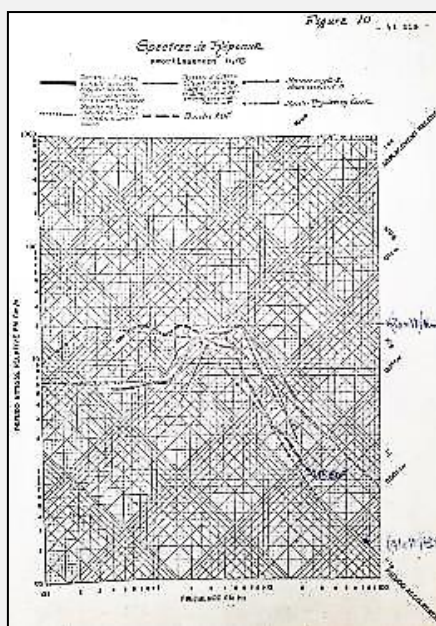


Figure 18 : Comparaison de plusieurs spectres de réponse normalisés à la vitesse maximale 20 cm.s-1 pour correspondre à l'intensité de référence du site de Tricastin VIII MSK (source : CEA-DSN, « Protection des centrales vis-à-vis des séismes (Présentation par le DSN devant le Groupe permanent « Réacteurs ») », Rapport DSN N°50, 14 octobre 1974, p.41 bis (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225))

La comparaison des différents spectres montre que, mis à part le spectre règlementaire américain défini dans le *Regulatory Guide 1.60*, construit à partir de données en majorité californiennes, tous les autres spectres sont décalés vers les hautes fréquences. La variation de la gamme de fréquences des spectres modifie les actions mécaniques obtenues par calcul dynamique ainsi que la répartition des forces en fonction de la fréquence propre des bâtiments et équipements considérés. De façon générale, pour un séisme de même intensité, un spectre basse fréquence tend à *surdimensionner les bâtiments par rapport aux équipements* et inversement pour un spectre hautes fréquences.

En conclusion générale, les experts DSN précisent que, dans le passé, la pratique était à l'utilisation d'une méthode d'analyse statique par l'utilisation de simples valeurs d'accélération de référence à partir de la relation intensité-accélération. Plus récemment, EDF propose une analyse dynamique par analyse modale qui utilise des données américaines riches en basses fréquences et pauvres en hautes fréquences. La situation des connaissances actuelles, qui évolue rapidement, permet d'aller encore au-delà, à condition toutefois d'obtenir des données supplémentaires. Les *experts* du CEA jugent que la méthode EDF utilisant un spectre « enveloppe » donne trop d'importance à l'intensité macrosismique comme critère d'évaluation et de prise en compte de la sismicité d'un site dans le dimensionnement. Ils jugent en effet que l'intensité a un caractère très empirique et subjectif et qu'il faudrait la remplacer par la magnitude et la profondeur qui seraient des critères physiques, à leurs yeux plus objectifs et donc plus scientifiques. Cela coïnciderait selon eux à la tendance américaine actuelle ainsi qu'à la pratique règlementaire anglaise.

À l'instar de la pratique américaine, il semble aux yeux des *experts* du CEA, que la pratique française doit s'orienter également vers une spécification des spectres de réponse en fonction du type de sismicité régionale. Le problème d'une telle démarche vient du fait que la sismicité française est établie à partir de séismes anciens, dont on ne possède que des traces écrites par la description et l'étendue des dégâts qu'ils ont causés. Or, il n'existe pas de relation précise liant l'intensité macrosismique et les paramètres d'un séisme (magnitude et profondeur) permettant de construire par le calcul des spectres adaptés. En théorie il est possible d'établir empiriquement une relation entre la superficie des dégâts (isoséiste reliée à l'intensité) et la magnitude et la profondeur. Toutefois, cela engendrerait de grandes incertitudes sur les différentes estimations des paramètres. Il est donc nécessaire de revoir complètement, dans un premier temps, la base de données des séismes français. Pour cela ils demandent le lancement aussi rapide que possible d'un vaste programme. En attendant les résultats d'un tel programme, ils estiment qu'il faut, pendant une période intermédiaire, continuer à utiliser la méthode actuelle fondée sur l'intensité.

« Compte-rendu de la réunion du 20 novembre 1973 au ministère du Développement industriel et scientifique », SIN n°28, 30 janvier 1974, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)).



La problématique sismique est jugée si importante qu'une journée entière est dédiée à l'expertise de la pratique d'EDF en matière de dimensionnement parasismique et à l'examen de l'avis des experts du CEA consigné dans le rapport DSN N°50 (cf. Encadré 6). Cette journée a lieu la veille de la première réunion consacrée à l'examen des rapports préliminaires de sûreté, le 14 octobre 1974. Cette réunion est justifiée ainsi :

« À l'occasion de l'examen de la Centrale du TRICASTIN, située dans une région où la sismicité est importante, il est apparu que les pratiques françaises en matière de prise en compte du risque sismique étaient très diverses, et que la politique dans ce domaine semblait mal établie. Étant donné l'incertitude régnant dans la détermination des séismes à prendre en compte, le rapport DSN N°50 fait le point de l'état actuel de nos connaissances sur ce sujet, avec le souci d'aboutir à des propositions pratiques. Il constitue donc une base cohérente de discussion »<sup>405</sup>

La discussion du 14 octobre est structurée à partir de la présentation par les experts du CEA du contenu du rapport N°50, puis des propositions d'évolution qu'ils émettent.

Dans un premier temps Barbreau présente les limites de l'approche actuelle fondée sur la détermination d'une intensité macrosismique. Il existe pour lui deux sources principales d'incertitude. En premier lieu l'incertitude liée à l'évaluation de l'intensité à retenir pour le séisme majoré à partir des données Rothé, dont l'intensité maximale probable est régulièrement dépassée. En second lieu, l'incertitude liée à la relation d'équivalence intensité-accelération, fondement de la chaîne de transformations entre séisme et centrale, que Barbreau illustre à partir d'un graphique du sismologue anglais Nicholas Ambraseys<sup>406</sup> qui représente la variabilité des accélérations pour une intensité donnée à partir de différents catalogues couvrant différentes périodes ; pour une intensité VIII MSK, par exemple, la variabilité de l'accélération est d'un facteur 10 entre 0,05g et 0,5g. Ensuite, Barbreau explique qu'en plus du niveau à retenir, il faut également tenir compte de la répartition fréquentielle et de la durée du mouvement sismique pour le dimensionnement parasismique. En l'occurrence, il stipule que l'avis des experts du CEA est que le spectre EDF devrait être décalé vers les hautes fréquences pour tenir compte du type de séisme qui se produit en France, et qui diffère notablement des séismes californiens utilisés jusqu'alors. Pour toutes ces raisons, les experts du CEA proposent l'adoption progressive d'une nouvelle pratique de détermination des spectres de réponse pour le dimensionnement des installations nucléaires, la « méthode des magnitudes » qui selon eux est « la seule qui ait un sens physique » et que par

---

<sup>405</sup> Ministère de l'Industrie et de la Recherche, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Examen des centrales du TRICASTIN, de GRAVELINES et de DAMPIERRE-EN-BURLY : Compte-rendu de la réunion du Groupe permanent en charge des réacteurs nucléaires en date du 14 octobre 1974 », GPR/75-26, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>406</sup> Nicholas Neocles Ambraseys est un ingénieur et sismologue grec, qui fut professeur à l'Imperial College of London. Il est considéré par ses pairs comme le père de la sismologie européenne ([http://www.jaee.or.jp/tribute\\_for\\_N.N.Ambraseys.html](http://www.jaee.or.jp/tribute_for_N.N.Ambraseys.html)) car il fut un moteur pour le développement d'une sismologie adaptée au contexte sismotectonique européen. Pour cela il a considérablement contribué au développement de données européennes concernant aussi bien les catalogues de séismes que les profils de propagation des ondes dans le sol (*Ground motion prediction equations GMPEs*), le développement d'accélérogramme européen ainsi que de l'ensemble des paramètres empiriques utilisés dans les différentes relations d'équivalence liant les différents paramètres sismiques

ailleurs « le glissement vers les hautes fréquences constitue un fait que les spécialistes étrangers (Italie, Grande-Bretagne, États-Unis) reconnaissent »<sup>407</sup>. Toutefois il admet que la détermination des paramètres physiques demandera encore de nombreuses études, et qu'en attendant la méthode des intensités peut continuer à être employée sous réserve de certaines modifications déjà explicitées plus haut (étude détaillée des séismes, sanctuarisation de la majoration de l'intensité pour le séisme majoré, exclusion des échelles d'intensité décimales, etc.).

La discussion des propositions recueillies dans le rapport N°50 fait la quasi-unanimité du Groupe permanent d'experts. En particulier, il est acté qu'un projet de développement d'une carte sismotectonique sera lancé dans les plus brefs délais pour la mise en œuvre de la méthode des magnitudes et qu'en attendant les résultats d'un tel projet, la démarche fondée sur l'évaluation des intensités actuellement en cours peut continuer à être utilisée sous réserve de l'application des propositions des experts du CEA. Toutefois, un point n'obtient pas l'approbation unanime des membres du Groupe permanent. Il s'agit du passage du séisme maximum historiquement vraisemblable (SMHV) au séisme majoré de sécurité (SMS) par une majoration forfaitaire d'un degré d'intensité dans l'échelle MSK. En effet, pour Louis Laurent, chef du service des experts d'EDF, cette majoration, utilisée dans le cadre du projet Fessenheim, correspond à l'ancienne pratique américaine. Désormais, l'approche américaine se fonde sur la détermination du séisme de sécurité par une étude fine de la sismicité du site qui correspond à l'étude effectuée par Rothé et qui donne une intensité maximale de VII-VIII MSK sur le site du Tricastin. Il précise également qu'il en est de même en Allemagne et que la majoration forfaitaire préconisée par les experts du CEA reviendrait à pénaliser EDF vis-à-vis d'autres exploitants étrangers<sup>408</sup>. Finalement, cette proposition de majoration forfaitaire est la seule qui n'obtient pas l'accord de tous les membres du Groupe permanent lors de la réunion du 14 octobre, une majorité y étant opposée. Bourgeois qui préside le groupe propose de surseoir à son adoption en tant que règle générale, dans l'attente de son examen détaillé lors de la journée du lendemain<sup>409</sup>.

L'acceptation de la marge forfaitaire proposée par les experts du CEA pour la définition du séisme majoré de sécurité est repoussée après l'analyse de son incidence sur les divers projets examinés. La réunion du lendemain, le 15 octobre 1974, est précisément réservée à l'examen de la robustesse parasismique des trois centrales nucléaires et en particulier celle du Tricastin.

Lors de la matinée du 15 octobre, les représentants d'EDF et du DSN présentent tour à tour leur point de vue sur l'évaluation de l'aléa sismique du site de Pierrelatte pour l'implantation de la centrale du Tricastin. Sur la base de l'étude de Rothé et de celle du BRGM, EDF propose de retenir l'intensité VII pour le SMHV et VIII pour le SMS. Les experts du CEA préconisent quant à eux de retenir VII-VIII pour le SMHV et VIII-IX pour le SMS. La

---

<sup>407</sup> Ibid., p.4

<sup>408</sup> Ibid., p.5

<sup>409</sup> Ibid., p.6

position d'EDF est établie par le rattachement du plus grand séisme historique à une faille distante de 2 km du site de Pierrelatte qui aurait occasionné une intensité VII sur le site contre VIII en zone épiscopale. Or, à partir de l'étude géologique conduite par le BRGM, ces séismes ne semblent pas pouvoir se produire directement à l'aplomb du site envisagé pour Tricastin<sup>410</sup>. La position des experts du CEA repose sur une attitude plus prudente vis-à-vis de l'ensemble des incertitudes soulevées dans l'évaluation des intensités maximales. Barbeau rappelle les péripéties de l'estimation effectuée en liaison avec le professeur Rothé pour ce qui concerne l'intensité à craindre sur le site, afin de souligner la nécessité d'une grande prudence dans ce domaine<sup>411</sup>. L'évaluation du SMS par les experts du CEA au niveau VIII-IX entraînerait d'augmenter l'accélération maximale de sol à 0,3g contre 0,2g actuellement utilisée par EDF. Par ailleurs, indépendamment de ce changement, Barbeau précise qu'il faudrait dans tous les cas envisager de décaler le spectre de dimensionnement utilisé par EDF vers les hautes fréquences pour tenir compte de la sismicité particulière de la région. Après discussion, le Groupe permanent penche plutôt du côté de la prudence et du côté de la position défendue par les experts du CEA. En l'occurrence il préconise l'utilisation d'une intensité VIII-IX pour le SMS et de l'accélération maximale du sol de 0,3g, bien que cette position ne soit pas unanime. Pour certains, cette valeur est trop pénalisante eu égard notamment à certaines exigences étrangères ; pour d'autres il est impossible de recommander quelque valeur que ce soit au vu des éléments présentés<sup>412</sup>.

Malgré cette insuffisance de l'aléa sismique utilisé par EDF constatée par la majorité du Groupe permanent, cela ne suffit pas à décréter pour autant l'insuffisance du dimensionnement de la centrale nucléaire. En effet, il est précisé dans l'avis du Groupe permanent d'experts qu'au vu des marges de sécurité déjà disponibles mises en lumière par EDF, il ne s'estime pas en mesure de conclure ou non sur le caractère robuste de la conception projetée sur le site du Tricastin face à la menace sismique. Pour pouvoir émettre un tel jugement, le Groupe permanent demande à EDF que soient effectuées dans un délai d'un an deux études complémentaires : une étude de vérification du comportement de la centrale (génie civil et matériel) à un séisme représenté par le spectre EDF, mais normalisé à 0,3g comme cela avait été demandé par Servant à EDF en novembre 1973 ; une étude d'évaluation de l'aléa sismique du site de Tricastin par la méthode des magnitudes telle que définie dans le rapport DSN N°50. En attendant les résultats de ces études, le Groupe permanent estime qu'EDF peut poursuivre ses travaux de dimensionnement et de construction du génie civil, mais qu'il réserve son avis sur le dimensionnement des matériels aux résultats des études demandées<sup>413</sup>.

---

<sup>410</sup> Ministère de l'Industrie et de la Recherche, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Examen des centrales du TRICASTIN, de GRAVELINES et de DAMPIERRE-EN-BURLY : Compte-rendu de la réunion du Groupe permanent en charge des réacteurs nucléaires en date du 15 octobre 1974 (matin) », GPR/75-30, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°260225)

<sup>411</sup> Ibid., p.2

<sup>412</sup> Ibid., p.6-7

<sup>413</sup> Ibid., p.7

Il est demandé de plus à EDF de conduire une troisième étude dont les résultats devront être présentés avant la fin de l’instruction du rapport préliminaire de sûreté de la centrale de Tricastin (soit deux mois plus tard). Celle-ci porte sur la vérification du dimensionnement du génie civil de la centrale à un spectre de réponse représentant la même intensité macrosismique, mais décalée vers les hautes fréquences comme représentées dans le rapport DSN N°50 (cf. Encadré 6). Les résultats de cette étude devront être transmis avant la fin de l’instruction du rapport préliminaire de sûreté pour pouvoir valider définitivement le dimensionnement du génie civil dont la construction doit débiter à la fin de l’instruction.

Plus d’un mois plus tard, le 26 novembre 1974, se tient la 4<sup>e</sup> réunion du Groupe permanent pour l’examen des rapports préliminaires de sûreté des centrales nucléaires de Tricastin, Gravelines et Dampierre-en-Burly. L’ordre du jour de cette réunion est d’examiner, de regrouper et de revoir la rédaction des projets d’avis et de recommandations du Groupe permanent émis lors des 3 premières réunions<sup>414</sup>. Vis-à-vis des recommandations du Groupe permanent relatives à la menace sismique, EDF fait état, lors de la réunion de novembre, de certaines difficultés rencontrées dans l’application notamment de la dernière recommandation portant sur l’étude qu’EDF devait remettre avant la fin de l’examen des rapports préliminaires de sûreté. En effet, les représentants d’EDF stipulent qu’ils ne seront pas en mesure de donner suite à la demande du Groupe permanent dans les temps escomptés et qu’ils se proposent d’écrire directement au chef de l’organe administratif de sûreté pour lui exposer comment ils envisagent de tenir compte de cette recommandation. L’avis et les recommandations définitifs du Groupe permanent sont délivrés à l’organe administratif de sûreté le 20 décembre 1974. L’avis global est favorable, sous réserve de reporter à une date ultérieure l’avis concernant le caractère robuste de la centrale à la menace sismique dans l’attente des trois études de vérification demandées à EDF<sup>415</sup>.

La rédaction et l’approbation du rapport préliminaire de sûreté conditionnent en théorie le début réel des travaux, marqué par « la pose du premier béton »<sup>416</sup>. Au moment où se tient l’examen par le Groupe permanent d’expert toutefois, les travaux de terrassement sont déjà achevés, les études dites de prédimensionnement pour le génie civil sont terminées et les contrats avec les entreprises de construction déjà passés. Il ne manque que le feu vert du Groupe permanent et de l’organe administratif de sûreté pour démarrer la réalisation du génie civil. En pratique le béton de la centrale de Tricastin a même commencé à couler en

---

<sup>414</sup> En réalité il s’agit de 5 réunions préalables. En plus des 3 réunions d’examen des rapports préliminaires de sûreté, une première réunion s’est tenue le 19 septembre 1974. Celle-ci portait sur l’organisation de cet examen et sur le contenu et les objectifs des rapports de sûreté préliminaire, provisoire et définitif. Enfin, il faut également ajouter la réunion du 14 octobre qui portait exclusivement sur les aspects méthodologiques et généraux de la prise en compte du risque sismique dans la sûreté nucléaire et qui a donné lieu à plusieurs recommandations du Groupe permanent.

<sup>415</sup> Ministère de l’Industrie et de la Recherche, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Avis du Groupe permanent pour Tricastin », DSN/SESP/74-642, 20 décembre 1974, p.2

<sup>416</sup> Cette appellation est souvent retrouvée pour signifier les débuts des travaux de génie civil, hors travaux de terrassement et de préparation du chantier. Elle est utilisée par les acteurs historiques (Foasso, 2003; Leclercq, 1988) et même de façon plus générale (page Wikipédia).

novembre 1974<sup>417</sup> avant même la rédaction de l'avis final du Groupe permanent. Et pourtant, l'examen du rapport de sûreté par le Département de sûreté du CEA puis par le Groupe permanent n'a pas résulté en une approbation unanime des choix de conception effectués par EDF. En particulier, la robustesse parasismique du projet est remise en cause par les experts du CEA et par une majorité des membres du Groupe permanent : l'aléa sismique utilisé par EDF est jugé insuffisant en niveau et inadapté en forme pour emporter une conviction partagée au sein de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté. Si l'insuffisance de l'évaluation de l'aléa est désormais démontrée, la réelle incidence de cette insuffisance sur la sûreté de l'installation reste encore à évaluer. Malgré cela, il n'y a pas de refus, pas d'atermoiement ou de modifications imposées à EDF. La question est dès lors de savoir si les différents marges et coefficients de sûreté utilisés dans la pratique de conception des bâtiments et des équipements seront suffisants pour couvrir l'insuffisance de l'aléa utilisé comme donnée d'entrée dans les calculs.

Il y a donc en pratique un décalage entre l'avancement des travaux et des procédures contractuelles et l'approbation de la sûreté de la conception par le biais de son rapport de sûreté. La figure ci-dessous, tirée d'un ouvrage de Jean Fauré à destination des nouveaux arrivants parmi les experts de sûreté du CEA, présente la synchronisation entre avancement des travaux et approbation de la robustesse :

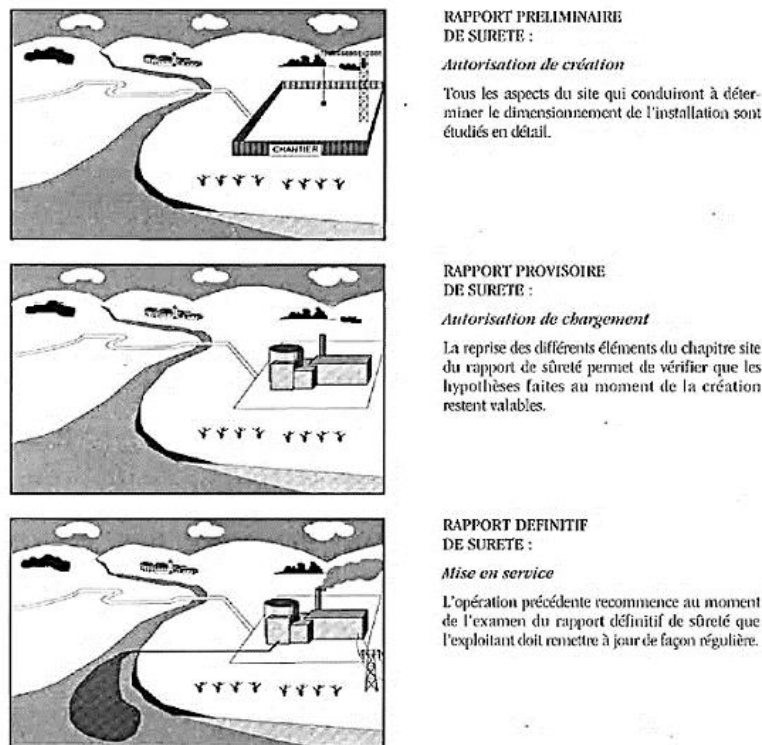


Figure 19: Fauré, J. (1995), « Approche de la sûreté des sites nucléaires », p 15

<sup>417</sup> Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, « Rapport sur la durée de vie des centrales nucléaires et les nouveaux types de réacteurs », 14 mai 2003, p.18

Sur cette figure, on voit déjà que, même théoriquement, il y a une tension entre les évaluations de sûreté et la réalisation des travaux. Dans le cas de Tricastin, l'industriel, en l'occurrence EDF, n'hésite pas à avancer dans ses travaux de construction sans attendre l'avis du Groupe permanent et de l'organe administratif de sûreté. Il sait probablement que la politique du fait accompli fait peser un poids sur les décisions des instances de sûreté, celui du possible retard et de l'augmentation des coûts du programme nucléaire français. Ainsi, la volonté maintes fois répétée de Bourgeois, et plus généralement des spécialistes des questions de sûreté, d'effectuer les études et de délibérer en amont de la conception et de la réalisation des installations nucléaires, n'est une fois de plus pas respectée sans pour autant générer des contestations ou des heurts, du moins publiquement. La contrainte engendrée par cet entrecroisement calendaire est à double sens et impacte autant les industriels qui ne veulent pas risquer de voir le projet atermoyé par des modifications d'hypothèses de conception liées à un défaut de robustesse avéré, que les organes de sûreté qui ne veulent pas risquer d'impacter négativement la réalisation du programme industriel pour des dissensions techniques et scientifiques qui ne seraient pas parfaitement motivées et justifiées. Ainsi en décembre 1974, la situation est ambiguë : EDF doit démontrer la robustesse de son installation face à un nouvel aléa sismique pendant que des ouvriers et ingénieurs s'attèlent sur le chantier du Tricastin pour respecter le calendrier de réalisation du projet. Dans le prochain chapitre, il est précisément question de voir comment, dans le cadre de l'instruction du rapport provisoire de sûreté conditionnant l'arrivée de matières radioactives dans la centrale, les experts d'EDF et du CEA ont essayé de se mettre d'accord sur les conditions d'obtention de la qualité de robustesse parasismique de la centrale du Tricastin au sein d'un groupe de travail annexe. Il sera également vu comment, par la suite, les accords trouvés au sein de ce groupe de travail et pour le cas de Tricastin ont été transposés en règle générale pour la démonstration de la robustesse parasismique de toutes les installations.

## Chapitre 4 : Changer la robustesse, refaire de la sismologie

« Les pratiques d'ingénierie participent aussi du façonnage de la société et des relations sociales, de la construction de règles et de cadres qui soutiennent l'inscription des nouveautés dans la société. Cela conduit à un autre ensemble de pratiques dans lesquels les ingénieurs sont fortement engagés : la régulation. En effet, à travers la production de normes et de standards, de métrologies et de traitements de données, de systèmes et d'infrastructures, ils étendent aussi leur ingénierie à l'élaboration des règles de vie et participent ainsi à la transformation des sociétés »  
(Hubert & Vinck, 2014, p. 386)

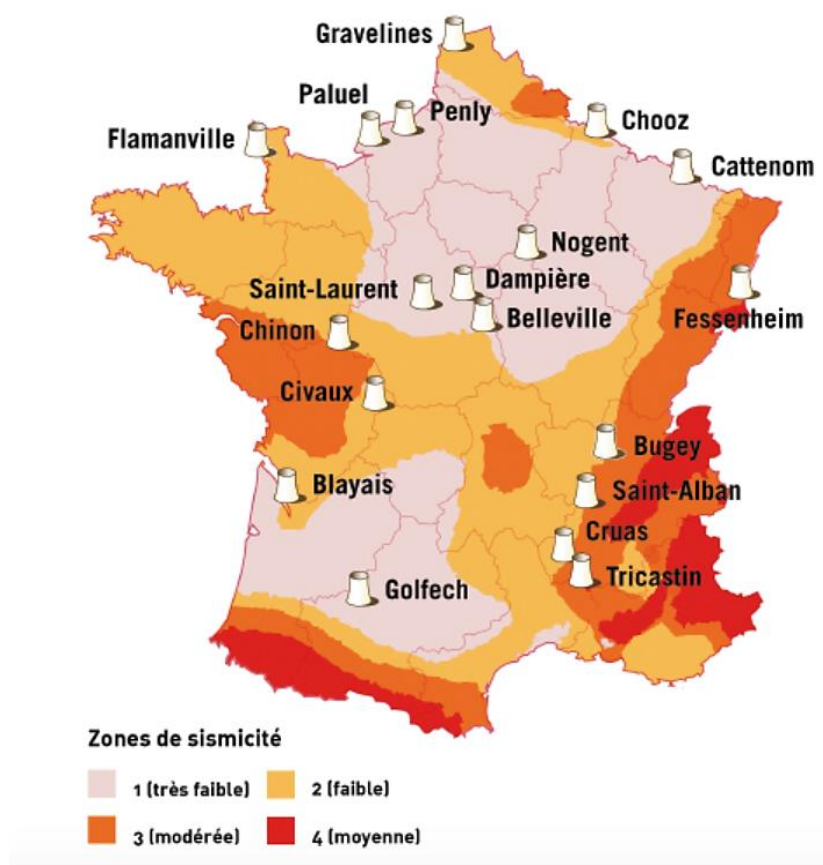


Figure 20 : Carte des 19 centrales nucléaires de production d'électricité en France par rapport à la sismicité de la France métropolitaine (source : <https://www.sortirdunucleaire.org/Surete-des-installations-francaises-et-si-la>)

Cette carte est l'œuvre du réseau « Sortir du nucléaire », un regroupement de plusieurs associations antinucléaires en France. Elle représente l'emplacement des 19 sites des centrales nucléaires de production d'électricité d'EDF par rapport à la dernière version du zonage sismique de la France, publiée en 2011<sup>418</sup>, et qui régit la protection des installations classées pour l'environnement (ICPE). Cette dernière catégorie regroupe l'ensemble des usines qui présentent un danger pour l'environnement autre que les installations nucléaires. À priori donc, cette carte d'aléa et l'emplacement des sites nucléaires sont sans relation. Pourtant, plus de la moitié des sites nucléaires (10 sur 19) se situent à proximité ou immédiatement à la limite entre deux zones de sismicité différentes. Cette coïncidence n'en est pas une. D'une part, l'implantation de nouveaux sites nucléaires a entraîné la conduite d'études très détaillées de l'aléa sismique de la région environnante, ce qui amène en retour à préciser nettement les frontières entre différentes zones sismiques (le cas du site de Fessenheim étudié dans le chapitre 2 en est un premier exemple). D'autre part, pour les besoins de l'industrie nucléaire et pour renforcer ou réparer la conviction dans la robustesse parasismique des nouvelles installations, un « investissement de forme » (Thévenot, 1986) conséquent a été engagé à l'initiative des acteurs du nucléaire ce qui a eu pour conséquence de profondément ancrer la connaissance de l'aléa sismique en France dans l'industrie nucléaire. Ce chapitre porte précisément sur l'origine de cet entrelacement des objets sismique et nucléaire en France au moment de la réalisation du parc du nucléaire civil, période pendant laquelle plus d'une vingtaine de sites sont testés pour l'implantation des centrales standardisées.

Ce chapitre vise à expliquer, en outre, comment la conviction partagée dans la robustesse parasismique de la centrale de Tricastin, dans le cadre de la rédaction du rapport provisoire de sûreté, a été fondée au sein d'une subdivision de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté. Difficile à obtenir entre les différents acteurs de l'arène, c'est la constitution d'un Groupe de travail mixte CEA-EDF qui a permis de refonder la conviction sur de nouvelles bases scientifiques consensuelles. Il s'agira de montrer que la légitimité des savoirs scientifiques constitués au sein du Groupe de travail est telle qu'elle s'autorise à ne pas répondre aux demandes réglementaires, à redéfinir les questions et les réponses, bref à loger dans la fabrication d'une conviction partagée entre les membres du Groupe de travail l'essentiel du pouvoir politique des organes de sûreté (experts du CEA, Groupes permanents d'experts et organe administratif de sûreté confondus). Alors que les travaux de construction de la centrale avancent, la démonstration de sa robustesse parasismique devient de plus en plus pressante. De nombreuses études sont alors menées, d'une part pour spécifier la nature de la menace sismique et, d'autre part, pour trouver dans la conception standard de réacteur des ressources pour montrer que, telle quelle, elle permet de faire face à cette menace. Dans une deuxième section, il sera vu comment à partir du cas de Tricastin et des investissements de forme engagés pour le résoudre, une règle technique générale a pu être élaborée pour

---

<sup>418</sup> Zonage sismique de la France entré en vigueur le 1er mai 2011 d'après l'article D.563-8-1 du code de l'environnement.



structurer la pratique de démonstration de sûreté par rapport à la pratique de conception des installations ainsi que pour uniformiser le sort réservé aux cas hors-normes.



Figure 21 : État d'avancement du chantier de la centrale du Tricastin au moment de l'examen du rapport provisoire de sûreté par le Groupe permanent d'expert en juillet 1978 (Source : EDF, Région d'équipement Alpes Marseille, « Rapport provisoire de sûreté : Centrale du Tricastin, Tranches 1-2-3-4, Palier W 900 – CP1 », Volume 1, 1978 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses)).

#### **4.1. De la conception à la démonstration de la robustesse : le rapport provisoire de sûreté**

Le 11 août 1976, Jean Servant, chef de l'organe administratif de sûreté des installations nucléaires sollicite officiellement un nouvel avis du Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs concernant la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin<sup>419</sup>. Cet avis s'intègre dans le cadre de l'examen du rapport provisoire de sûreté qui doit approuver la sûreté de l'installation avant le chargement du combustible radioactif au tournant de la décennie. Servant précise dans sa lettre que l'avis du Groupe permanent pourra se fonder sur deux nouvelles études fournies par EDF. La première est une étude complète de tous les séismes ressentis historiquement sur le site de Pierrelatte. La seconde est une étude de vérification du comportement de l'installation aux mouvements issus d'un spectre décalé vers

---

<sup>419</sup> Lettre de Jean Servant au président du groupe permanent d'experts stipulant la décision SIN N°911/76, 11 août 1976 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°615067)

les hautes fréquences et normalisé à l'accélération 0,3g. La réalisation de la centrale de Tricastin suit son cours malgré les imperfections de sa conception. La menace sismique semble avoir été sous-estimée dans les hypothèses de conception et EDF peine à convaincre du caractère robuste de son projet face à cet aléa. Devant l'insuffisance constatée par les experts du CEA et le Groupe permanent d'experts, ces derniers permettent à EDF de poursuivre la réalisation de la centrale, mais exigent, en contrepartie, une série d'études complémentaires assurant que la sous-évaluation de l'aléa ne conduit pas à un risque d'accident trop important. Deux types d'exploration ont alors lieu pour retrouver la conviction dans la robustesse parasismique du projet de centrale sur le site du Tricastin. La première porte sur la sismologie elle-même. Saisies par les experts d'EDF et du CEA, les connaissances et pratiques de l'évaluation de l'aléa sismique, essentiellement à la charge de Rothé, évoluent et tendent à faire baisser les niveaux sismiques. La deuxième exploration porte sur l'objet technique lui-même. Suffisamment concrétisée, la centrale nucléaire est devenue un objet de science dont l'étude permet de faire émerger de nouvelles connaissances. Ces connaissances tendent alors à montrer des capacités de résistance supplémentaire. Cette double exploration a pour conséquence de refonder complètement la chaîne de transformations entre séisme et centrale, dans une forme qui permette de justifier la robustesse parasismique de la centrale de Tricastin.

#### **4.1.1. L'argument scientifique contre la demande institutionnelle**

Les recommandations du Groupe permanent de décembre 1974 intimaient à EDF de conduire, dans un délai d'un an, trois études pour vérifier le caractère robuste de leur conception face à la menace sismique. À l'été 1976, un retard et un écart très net entre la demande du Groupe permanent et les études finalement réalisées et fournies par EDF sont constatés puisqu'aucune étude du dossier de 1976 ne répond directement aux recommandations de décembre 1974. Et pour cause, la situation a très largement évolué au cours de l'année 1975. Au sortir de l'examen technique et scientifique du rapport préliminaire de sûreté par le Groupe permanent, la situation vire à la confrontation entre l'exploitant et les organismes de sûreté, chacun exprimant leurs contraintes et intérêts propres pour négocier l'issue du dossier.

Le 5 décembre 1974, au lendemain de la dernière réunion du Groupe permanent pour l'examen du rapport préliminaire de sûreté, se tient une réunion technique entre les agents d'EDF et du CEA pour discuter des difficultés éprouvées par EDF dans la mise en application de la première recommandation exprimée par le Groupe permanent le 15 octobre 1974. Cette recommandation portait sur la vérification de la tenue du génie civil de la centrale du Tricastin à un spectre de mouvements du sol, représentant la même intensité macrosismique, mais décalé en hautes fréquences. Les résultats étaient initialement attendus avant la fin de

l'instruction pour pouvoir servir de fondement à l'avis du Groupe permanent, puisque celui-ci déclenchait le début officiel des travaux de génie civil. EDF avait alors exprimé, lors de la réunion du Groupe permanent du 26 novembre 1974, son incapacité à donner suite à cette demande dans le délai escompté pour des raisons d'ordre méthodologique<sup>420</sup>. D'une part, les informations transmises par le DSN concernant le spectre hautes fréquences étaient jugées trop parcellaires pour effectuer une étude de vérification – en particulier les experts d'EDF expriment le besoin d'obtenir en plus des spectres de réponses, des accélérogrammes du mouvement pour pouvoir conduire des études plus fines – d'autre part, le rapport DSN N°50 propose plusieurs spectres et les experts d'EDF expriment qu'il leur prendrait trop de temps pour tous les considérer et qu'ils sont incapables d'en choisir un plutôt qu'un autre. Lors de la réunion du 5 décembre 1974, les représentants d'EDF avouent également une difficulté d'un autre ordre :

*« EDF souligne que de telles analyses sont rendues plus difficiles du fait du caractère fragmentaire des informations jusqu'ici diffusées par le DSN et que les premières investigations montrent qu'il pourrait découler de son adoption de graves inconvénients pour l'exécution du programme de construction. Les sollicitations transmises par le génie civil aux composants mécaniques seraient fortement accrues et conduiraient à de graves difficultés de construction »<sup>421</sup>*

Cette étude de vérification du génie civil pose des problèmes également dans les résultats qu'elle pourrait montrer. Plus exactement, l'application de ces résultats pourrait déboucher sur des difficultés de construction, notamment des matériels mécaniques (tuyauteries, pompes, cuve, etc.). Ces matériels sont reliés en différents endroits au génie civil et doivent résister à la contrainte transmise par le génie civil lors du passage des ondes sismiques. Or, il semblerait que localement, les contraintes transmises par le génie civil seraient beaucoup plus importantes avec l'utilisation de spectres riches en hautes fréquences. Les agents d'EDF reconnaissent également, lors d'une autre réunion avec les experts du CEA qui s'est tenue le 30 janvier 1975, que le comportement du génie civil lui-même pourrait être compromis par le décalage du spectre dans les hautes fréquences<sup>422</sup>.

Au début de l'année 1975, la mise en œuvre des recommandations du Groupe permanent inquiète à EDF. Au vu des premières difficultés, une réunion d'urgence est organisée le 24 janvier entre les états-majors d'EDF, du Département de sûreté nucléaire et de l'organe administratif de sûreté pour clarifier la mise en application des recommandations du Groupe permanent. Suite à l'avis du Groupe permanent, EDF a envoyé à Servant, chef de l'organe

---

<sup>420</sup> Ministère de l'Industrie et de la Recherche, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Examen des centrales du TRICASTIN, de GRAVELINES et de DAMPIERRE-EN-BURLY : Compte-rendu de la réunion du Groupe permanent en charge des réacteurs nucléaires en date du 26 novembre 1974 », GPR/75-35, p.4

<sup>421</sup> Sokolovsky, « Compte-rendu de la réunion du 5 décembre 1974 », DSN/SETS-75/25 du 10 janvier 1975, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>422</sup> DSN/SETS, « Compte-rendu de la réunion du 30 janvier 1975 », DSN/SETS-75/218, 10 avril 1975, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

administratif de sûreté, une proposition d'actions qu'il compte mener pour répondre aux recommandations. Ces actions sont aux nombres de deux : «

- constituer un groupe de travail mixte EDF/CEA (DSN) pour l'étude de la définition des spectres de réponses et des méthodes d'analyse ; les travaux de ce groupe pourraient déboucher sur une réglementation
- constituer un dossier présentant, dans le cas de la centrale de Fessenheim, les conséquences sur la tenue des ouvrages de l'adoption d'hypothèses sismiques différentes de celles retenues pour le dimensionnement. Ce dossier sera présenté dans un délai d'un an »<sup>423</sup>

C'est Denis Gaussoit<sup>424</sup>, directeur technique de l'Équipement et adjoint de Michel Hug pour les aspects techniques (Foasso, 2003, p. 419) qui représente l'exécutif d'EDF. Dans un premier temps, il rappelle qu'EDF a déjà fourni une note qui donne des éléments de réponse sur la bonne tenue du génie civil à un spectre EDF 0,3 g<sup>425</sup>. En réalité, l'étude à laquelle il fait référence concluait plus humblement sur l'existence probable de marges importantes liées à la non-prise en compte des comportements non linéaires dans le calcul. Il précise également que ce niveau d'accélération (0,3g) n'a jusqu'ici été pris en compte que très rarement et il en veut pour preuve la liste des centrales nucléaires établie en 1973 lors de la 3<sup>e</sup> conférence internationale du génie parasismique, et comprenant 87 sites mondiaux, qui laisse apparaître 6 sites où l'accélération de calcul est supérieure ou égale à 0,3 g<sup>426</sup>. Il s'ensuit un échange de points de vue entre Tanguy, directeur du Département de sûreté nucléaire et le vice-président du Groupe permanent, et Denis Gaussoit :

« M. Tanguy précise que le DSN est d'accord pour qu'EDF continue à utiliser ses hypothèses actuelles pour le dimensionnement des ouvrages de Tricastin. Il insiste cependant sur le caractère sismique particulier de ce site (foyer pouvant se situer à faible distance, ce qui conduit à un spectre riche en hautes fréquences) et sur la nécessité de calmer les inquiétudes du Groupe permanent sur ce point ; il évoque les difficultés qu'on risque de rencontrer si, dans un an ou deux, on aboutissait à des résultats remettant en cause le dimensionnement. M. Gaussoit répond qu'EDF ne peut s'engager à modifier ses installations dans 2 ou 3 ans. Il rappelle en outre que la vérification de la tenue des structures sous des sollicitations sismiques plus contraignantes que celles retenues pour le dimensionnement peut nécessiter des calculs beaucoup plus complexes (non linéaires) [...] il estime pour ces deux raisons qu'il ne faut pas

---

<sup>423</sup> EDF-SEPTEN, « Compte-rendu de la réunion SCSIN - CEA - EDF du 24 janvier 1975 sur les problèmes sismiques », E-SE/TA 75-21, 6 juin 1975, p.3 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>424</sup> Denis Gaussoit est l'animateur du Comité des chefs des études d'EDF créé en 1973 et « dont les choix ont gouverné l'évolution du programme français pendant trois décennies ». Michel Hug dit de lui dans son ouvrage qu'il a tenu le rôle « de pilier central de l'édifice technique » du programme électronucléaire français (Hug, M. (2009), « Un siècle d'énergie nucléaire », Académie des Technologies : Éditions Le Manuscrit, p.20).

<sup>425</sup> Il fait référence à la note de Claude Plichon : « Contribution à la recherche du coefficient de sécurité aux séismes d'une centrale nucléaire type Fessenheim », EDF SEPTEN, E/SE-GC 74-20, 17 juin 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747).

<sup>426</sup> Il fait référence à l'étude Metha, D.S. et al., « Survey of aseismic design data for Nuclear Power Plant », 5e conférence internationale du génie parasismique, Rome, 1973 discuté lors d'une réunion entre Rothé et EDF en novembre 1973.

*laisser croire au Groupe permanent que les conséquences de ces nouvelles hypothèses pourront être établies avec certitude au bout du délai d'un an qui a été fixé »<sup>427</sup>*

Tanguy rappelle dans cet échange le positionnement du Groupe permanent à la fois par rapport à cette question et dans l'arène subpolitique de gestion de la sûreté. Il précise ainsi que le Groupe permanent ne remet pas en cause les hypothèses de dimensionnement, qu'il accepte qu'EDF continue les travaux de réalisation en les utilisant, mais qu'il demande à être convaincu de la robustesse parasismique de l'installation par l'apport d'études de vérification de tenue d'ensemble en utilisant un aléa sismique mieux adapté au site du Tricastin. Il émet, par ailleurs, la possibilité que le dimensionnement puisse être remis en cause par ces études et qu'il faille donc avoir les résultats rapidement pour pouvoir les implémenter avant que les travaux ne soient trop avancés. La réponse de Gaussois est plus radicale : il affirme qu'il ne pourra pas y avoir de modification des installations d'une part et que la démonstration attendue par le Groupe permanent ne pourra pas être fournie dans le temps escompté. Cet engagement de Gaussois à ne pas apporter de modification, quoi qu'il ressorte des études de vérification, est souligné par Tanguy dans le compte-rendu de la réunion qui lui a été envoyée par Servant pour commentaire. Il souligne en effet le passage de la citation ci-dessus « *ne peut s'engager à modifier* » et y ajoute le commentaire suivant dans la marge « *et le ministre ne peut s'engager à donner l'autorisation ...* »<sup>428</sup>. Ce commentaire met en exergue selon moi la défense de position et le rapport de force qui se mettent en place entre les différents acteurs de l'arène subpolitique qui vient tout juste de réaliser sa mutation (cf. Encadré 4). Le Département de sûreté nucléaire et le Groupe permanent représentés par Tanguy sont prêts à faire appel au gouvernement si la robustesse du projet n'est pas acquise à leurs yeux. EDF défend, elle, sa position d'industriel ne pouvant s'engager à faire des modifications. Gaussois réaffirme le positionnement d'EDF dans la lettre qu'il rédige et qui accompagne l'envoi du compte-rendu de la réunion du 24 janvier à Servant<sup>429</sup>.

La situation concernant la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin dépasse, au début de l'année 1975, le cadre du dialogue technique pour y intégrer directement des bornes industrielles et politiques. Pour EDF, le chantier de Tricastin peut continuer sur les bases actuelles et s'ils veulent bien conduire des études de vérification, ils ne s'engagent pas à en tenir compte matériellement sur l'installation. Malgré ces positions qui se durcissent et qui semblent écarter la résolution par le dialogue du dissensus technique, c'est par la création d'un groupe de travail mixte EDF-CEA et par un compromis scientifique que la situation se règle. Six jours après la réunion des états-majors, le 30 janvier 1975, se tient la première réunion du groupe de travail mixte qui reste en activité pendant 7 ans, jusqu'en 1982. Il est composé à l'origine de :

---

<sup>427</sup> Betbeder-Matibet, « Compte-rendu de la réunion SCSIN -CEA - EDF du 24 janvier 1975 sur les problèmes sismiques », EDF/SEPTEN, E-SE/TA75 envoyé le 18 février 1975 à Jean Servant par Denis Gaussois, p.3-4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>428</sup> Ibid., p.4

<sup>429</sup> Ibid., p.1

1. Candès (représentant mixte DSN et SCISN), président ;
2. Costes, Barbreau et Sokolovsky, experts du CEA/DSN ;
3. M. Bocquet, Jacques Betbeder-Matibet<sup>430</sup> et Plichon (SEPTEN) ainsi que M. Garnier (Division Géologie et Géotechnique)<sup>431</sup>, expert d'EDF.

Le Groupe de travail accueille aussi régulièrement le sismologue Mohammadioun, du Département de sûreté nucléaire du CEA, Michel Livolant et Françoise Jeanpierre du Département d'étude mécanique et thermique du CEA (anciennement Service d'étude mécanique et thermique) et même ponctuellement certains hauts cadres des deux établissements ou des membres de l'organe administratif de sûreté. L'objectif originel du groupe est de superviser la conduite des études de vérification de la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin, ainsi que de bâtir une nouvelle méthodologie en matière d'évaluation de l'aléa sismique, de construction des spectres de réponses et des modes d'analyse du comportement des bâtiments, des structures et des composants. Au fur et à mesure des réunions, le groupe redéfinit lui-même sa raison d'être : « *la réalisation d'un nouveau DSN N°50* »<sup>432</sup>, le rapport qui formalise la proposition méthodologique des experts du CEA de 1974<sup>433</sup>.

Ainsi le Groupe de travail mixte se veut un générateur de compromis scientifiques et techniques, à l'abri des jeux institutionnels, permettant de dégager une pratique, une méthode et des outils qui font consensus entre les experts des deux camps et qui pourra fonder une conviction partagée au sein de l'arène subpolitique. Il se posera par la suite la question de sa position dans le régime de régulation. En particulier, la question est de savoir si les avis émis par le groupe peuvent être directement transmis à l'organe administratif de sûreté pour l'aiguiller dans ces décisions ou si ses avis doivent d'abord passer devant le Groupe permanent d'expert pour être validés. La réponse à cette question est paradoxale : il est décidé que les décisions du groupe de travail doivent être expertisées par le Groupe permanent qui, en pratique, ne se juge pas compétent pour traiter de ces questions et accepte les conclusions du groupe de travail sans les expertiser. La mise en place de ce groupe de travail mixte a permis de relâcher les frictions institutionnelles autour de la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin. En effet, au cours de l'année 1975, les travaux du groupe ont débouché sur une situation intermédiaire et sur un spectre qui fait consensus en

---

<sup>430</sup> Jacques Betbeder-Matibet est polytechnicien et ingénieur des Ponts et Chaussées. Il a consacré toute sa carrière à la prévention du risque sismique pour les centrales nucléaires en tant qu'agent du SEPTEN à EDF et en tant que membre éminent de l'Association française de génie parasismique. Il est considéré par ses pairs comme un « théoricien du génie parasismique » au sens mathématique du terme et est connu pour écrire des rapports composés uniquement de calculs, avec le titre pour seule phrase (Source : entretien avec Didier Costes du 27 août 2018 ; entretien du 23 juin 2018 avec Jean-François Sidaner, secrétaire générale de l'Association française de génie parasismique (AFPS) et retraité d'Areva ; entretien du 5 septembre 2018 avec Jalil Wolfgang, président de l'AFPS de 2000 à 2004). Il est l'auteur du manuel de génie parasismique de référence en France composé de trois tomes (Betbeder-Matibet, 2003b, 2003c, 2003a)

<sup>431</sup> DSN/SETS, « Compte-rendu de la réunion du 30 janvier 1975 », DSN/SETS-75/218, 10 avril 1975 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>432</sup> Candès, Pierre, « Compte-rendu de la réunion du groupe de travail CEA-EDF Séismes du 3 juillet 1975 », DSN/75-528, 15 septembre 1975, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>433</sup> Claude Plichon, « Compte-rendu de la réunion du 27 février 1975 tenue au SEPTEN », E-SE/TA 75-17, 2 juin 1975, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

forme et en niveau entre les experts des deux établissements. Il va être désormais question de voir comment.

La première tâche de ce Groupe de travail mixte est d'examiner les contours, les modalités d'application et la réalisation des trois études demandées à EDF par le Groupe permanent d'experts. La première portait sur une vérification de la résistance du génie civil à un spectre de réponse décalé vers les hautes fréquences. La seconde portait sur une vérification du comportement de l'installation pour le spectre EDF, mais adapté pour correspondre à un demi-degré d'intensité supérieure (VIII-IX au lieu de VIII soit 0,3g au lieu de 0,2g). La troisième étude portait sur la conduite de la méthode des magnitudes telle que proposée dans le rapport DSN N°50 et sur la vérification du caractère robuste de l'installation avec le spectre synthétique résultant. Une seule de ces trois études est, en fin de compte, réalisée. Il va être question dans cette section de voir comment a été démontrée l'inutilité des deux autres études.

Le premier sujet abordé par le groupe de travail mixte concerne l'étude de vérification du comportement du génie civil de la centrale de Tricastin avec l'utilisation d'un spectre décalé vers les hautes fréquences. Suite aux difficultés rencontrées par EDF dans la conduite de cette étude et exprimées le 26 novembre 1974 comme étant relatives à la nécessité d'avoir un seul spectre de réponse riche en hautes fréquences, Mohammadioun propose à EDF lors de la réunion du 5 décembre 1974 un spectre qu'il estime représentatif des séismes du Tricastin. Ce spectre est dessiné par une succession de segments rectilignes pour lui donner une forme lissée et enveloppe des différents spectres utilisés dans le rapport DSN N°50 (notamment le spectre de réponse du séisme d'Oléron et les spectres synthétiques du Tricastin avec et sans les coefficients américains). Il donne une accélération maximale double de celle du spectre d'EDF, soit 0,4g à fréquence infinie (*cf.* Figure 22).

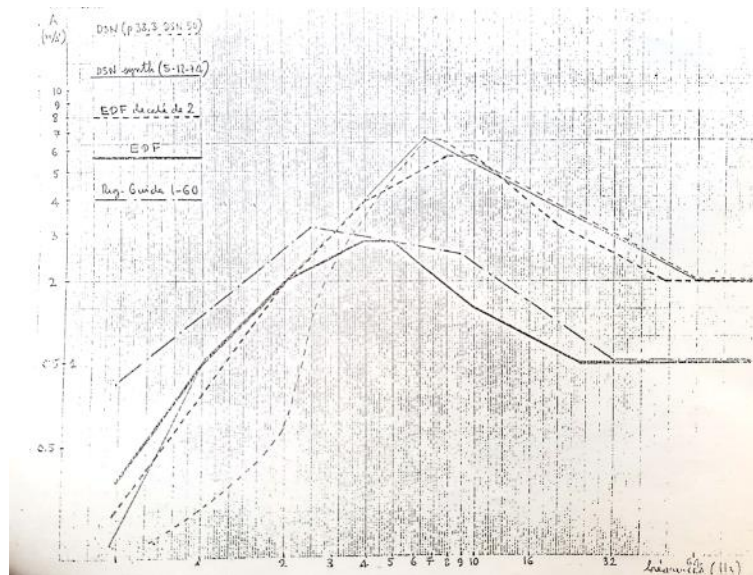


Figure 22 : Représentation graphique de cinq spectres de réponse en fonction de la fréquence et de l'accélération (source : DSN/SETS, « Compte-rendu de la réunion du 30 janvier 1975 », DSN/SETS-75/218, 10 avril 1975 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°214729)

Les spectres comparés sont le spectre réglementaire américain tel que proposé dans le *Regulatory Guide 1.60* utilisé pour la conception de centrales nucléaires aux États-Unis, le spectre de dimensionnement EDF normalisé à  $0,1g^{434}$ , le même spectre, mais avec des fréquences multipliées par un facteur 2, le spectre proposé par le Mohammadioun lors de la réunion du 5 décembre 1974 ainsi que le spectre synthétique issu de l'application de la méthode des magnitudes sur le site de Tricastin par les experts du CEA dans le rapport DSN N°50. Ce que l'on remarque, c'est que le spectre réglementaire américain et le spectre de dimensionnement EDF ont des formes très similaires ; ce qui s'explique par le fait qu'ils sont tous deux construits à partir d'enregistrements de séismes californiens. Les trois autres spectres présentent en revanche une courbe beaucoup plus riche en hautes fréquences ; le spectre issu de la méthode des magnitudes est plus faible que tous les autres à basse fréquence, tandis que les deux autres sont proches du spectre de dimensionnement EDF à basse fréquence.

Lors de la première réunion du Groupe de travail le 30 janvier 1975, EDF apporte une première estimation de l'impact des spectres hautes fréquences sur le génie civil du bâtiment réacteur d'une centrale nucléaire type Fessenheim. L'impact de ces différents spectres de mouvements dans le génie civil varie en fonction de la hauteur.

L'étude présentée par EDF indique alors que c'est l'ensemble du mouvement pour l'ensemble des fréquences qu'il faut considérer. En effet, les sollicitations sismiques aux

<sup>434</sup> Les spectres sont présentés pour correspondre au SMHV et non au SMS alors même que le bâtiment réacteur dont il est question est dimensionné au SMS. Cela s'explique par la pratique EDF telle qu'on l'a vu au chapitre 3. En pratique le seul spectre EDF est le spectre  $0,1g$  pour le séisme de base ou séisme normal admissible ; les valeurs de mouvements correspondant aux séismes majorés sont obtenues en doublant les valeurs issues de la lecture du premier spectre.



différents endroits du bâtiment réacteur ne sont pas proportionnelles à la forme du spectre de mouvements sismiques. Ou plus exactement, la relation entre l'accélération du sol et la force transmise aux différents points n'est pas linéaire et dépend également des autres paramètres du mouvement (vitesse et déplacement) ainsi que des caractéristiques de l'objet technique. Ainsi, un spectre riche en hautes fréquences, mais qui serait faible en basses fréquences, comme celui obtenu par la méthode des magnitudes sur le site de Tricastin, engendre des accélérations moindres aux différents niveaux du bâtiment malgré une accélération au niveau du sol plus élevée à haute fréquence. En outre, pour les structures internes du bâtiment réacteur, l'évolution de l'accélération avec la hauteur pour les différents spectres ne suit pas la même évolution que pour l'enceinte. En effet, les structures internes ont un comportement qui semble, lui, proportionnel à l'accélération à haute fréquence. En particulier, la propagation des mouvements avec la hauteur est relativement équivalente entre les différents spectres et les écarts d'accélération à la base des structures sont sensiblement identiques au sommet. En tout cas, les spectres qui présentent les plus fortes accélérations à la base sont ceux qui présentent également les plus fortes accélérations au sommet. De la sorte, le spectre utilisé par EDF pour le dimensionnement de Tricastin est celui qui donne les plus faibles accélérations à tous les niveaux des structures internes.

Au vu de ces résultats et de la variabilité des effets des spectres de réponses sur le génie civil en fonction de l'intégralité du contenu fréquentiel, EDF estime que le décalage vers les hautes fréquences du spectre de réponse aurait des effets potentiellement importants sur le génie civil et notamment sur les structures internes. Or, l'augmentation de l'accélération de référence aux différents niveaux des structures internes pour les spectres hautes fréquences conduirait à prendre en compte des valeurs nettement plus fortes comme données d'entrée pour la conception des matériels qui y sont rattachés. EDF rappelle en outre que les équipements et matériels sont dimensionnés par Framatome sur la base de la réglementation américaine et donc sur le spectre réglementaire américain, et que seules les liaisons avec le génie civil (ancrage et supportage) utilisent un spectre établi par EDF. De la sorte, l'utilisation d'un spectre hautes fréquences pourrait remettre en cause la bonne tenue des matériels et nécessiter de revoir tous les ancrages des équipements et même dans certains cas le dimensionnement Framatome. Cela serait notamment le cas si EDF devait utiliser le spectre proposé par Mohammadioun lors de la réunion du 5 décembre. Costes précise alors que la normalisation par la vitesse maximale effectuée par Mohammadioun pour construire ce spectre est sûrement trop conservatrice. Il précise que pour la construction des premiers bâtiments de l'usine Eurodif sur le site contigu à celui de la centrale du Tricastin, les experts du CEA ont préconisé le même spectre, mais abaissé pour correspondre à une accélération maximale de 0,3g, qui représente selon lui un compromis raisonnable<sup>435</sup>.

---

<sup>435</sup> DSN/SETS, « Compte-rendu de la réunion du 30 janvier 1975 », DSN/SETS-75/218, 10 avril 1975, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

EDF accepte ce compromis consistant à utiliser le spectre normalisé à l'accélération 0,3g pour vérifier le comportement de la centrale de Tricastin face à un mouvement sismique riche en hautes fréquences. Cette étude est versée au dossier pour l'examen du rapport provisoire de sûreté de Tricastin. Par contre, les deux autres études recommandées par le Groupe permanent d'experts suite à l'examen du rapport préliminaire de sûreté, portant sur la vérification du comportement de l'installation pour un spectre EDF majoré à 0,3g et sur la mise en place de la méthode des magnitudes telle que préconisé par le rapport DSN N°50, ne seront jamais réalisées et personne ne semble les avoir réclamées.

Une autre recommandation du Groupe permanent émise lors de l'examen du rapport préliminaire, qui faisait suite à la proposition des experts du CEA, est de demander que soit incluse dans le rapport de sûreté une étude détaillée des séismes historiques de la région et non plus simplement les résultats de l'évaluation de Rothé. Cette recommandation visait aussi bien à dépasser les insuffisances constatées de l'évaluation par Rothé qu'à préparer la mise en place de la méthode des magnitudes en précisant, lorsque cela est possible, les paramètres physiques des séismes identifiés. Une telle étude a été menée par la Division géologique et géotechnique d'EDF<sup>436</sup>. La version finale de cette étude fait partie du dossier EDF de 1976. Cette étude, effectuée selon le protocole présenté dans le rapport DSN N°50, présente une nouvelle version de ce que pourrait être la section « Sismologie » du chapitre « Site » du rapport de sûreté. Elle a pour conséquence d'ouvrir la boîte noire de l'évaluation des aléas sismiques par Rothé.

Dans cette nouvelle étude, chaque séisme est étudié en détail. En particulier, les différentes sources d'archives qui fondent l'estimation de Rothé sont réétudiées. Cela est d'autant plus facile que Bourgeois avait suggéré à EDF en juillet 1974 de demander à Rothé de remettre à jour la carte de sismicité de la France (carte indiquant les épicentres et l'intensité maximale observée). Cette mise à jour a été livrée à EDF au début du mois de décembre 1974<sup>437</sup>. Le nouveau travail de Rothé ajoute, par rapport à sa dernière carte, 8 nouveaux séismes : 4 très anciens (avant l'an 1021) et 4 récents (après 1960). En plus, il tient compte, dans la réalisation de sa carte, des épicentres de séismes limitrophes à la France, en particulier pour les séismes suisses de Bâle qui sont les séismes de référence de la centrale de Fessenheim. Enfin, il réévalue toutes les intensités macrosismiques dans l'échelle MSK ce qui occasionne localement quelques modifications d'évaluation ainsi que certains déplacements d'épicentre. Dans cette nouvelle carte, faisant suite aux études effectuées pour le site de Pierrelatte pour le compte d'EDF, la centrale du Tricastin se trouve dans une zone de degré VII MSK.

Pour l'étude de la Division géologique et géotechnique d'EDF, Rothé a transmis aux agents d'EDF les sources et les extraits d'archives qui fondent ses évaluations. À partir de là les experts d'EDF classent les séismes de la région en fonction de leur distance au site, tel que

---

<sup>436</sup> Deletie, P., « Centrale de Tricastin : Étude sismologique du site - Rapport provisoire pour la réunion du 10 avril 1975 », EDF-DGG, 20 mars 1975 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>437</sup> Rothé, Jean-Pierre, « Sismicité de la France : carte d'épicentre » 2 décembre 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 259747)

préconisé par le rapport DSN N°50, soit les séismes considérés au voisinage immédiat du site dans un rayon de 20 km, ainsi que les séismes lointains ayant eu un impact sur le site et les séismes appartenant à la même province sismotectonique que le site. Pour les auteurs de l'étude EDF, les séismes lointains, en particulier ceux de Provence (Lambesc par exemple) n'appartiennent pas à la même province sismotectonique que le site du Tricastin et n'ont pas eu d'effet supérieur à l'intensité III MSK sur le site de Pierrelatte. Pour les séismes de la région proches, le rapport EDF note qu'il s'agit en fait non pas de séismes isolés, mais d'épisodes de sismicité pouvant durer plusieurs mois au cours desquels de très nombreuses secousses ont été ressenties, ce qu'il appelle des essaims de séismes. Ainsi trois essaims historiques ont été ressentis à proximité du site de Pierrelatte.

Les deux premiers essaims sismiques sont connus principalement par le travail de l'abbé Louis Boisse qui s'est chargé d'accumuler à la fin du 19<sup>e</sup> siècle l'ensemble des informations disponibles dans les archives paroissiales et municipales de la région. Le premier essaim a lieu entre juin 1772 et décembre 1773. Au total, ce sont plus de 60 secousses qui ont été ressenties en 19 mois dans la région. Selon l'évaluation de Rothé, l'intensité maximale a été obtenue à l'épicentre des séismes du 16, 18 et 23 janvier 1773 avec des valeurs de VII-VIII MSK et une intensité ressentie au village de Pierrelatte (2 km au nord du site) de V-VI. À partir de la grille d'analyse de l'échelle MSK<sup>438</sup>, l'auteur de l'étude EDF estime que l'intensité maximale de Rothé est surévaluée. Il avance trois arguments. Premièrement, les dommages les plus importants ont été constatés au village de Clansayes, construit à flanc de colline sur un sol sableux. Cette situation topographique et géologique aurait selon l'auteur entraîné localement des décrochages de blocs granitiques et ainsi accentué les dommages sur les constructions. Deuxièmement, les maisons du village étaient pour la plupart construites sans fondations dans le sol et étaient en mauvais état avant même l'arrivée de la première secousse. Troisième argument, la succession des secousses depuis juin 1772 aurait davantage fragilisé le sol et les constructions avant l'arrivée des trois séismes de janvier 1773 aggravant d'autant les dommages occasionnés. Pour ces trois raisons, l'auteur propose de reclasser l'essaim sismique de 1772-1773 à l'intensité VII à l'épicentre et toujours VI à Pierrelatte.

Le deuxième essaim sismique est composé d'une série de trois séismes qui ont eu lieu un siècle plus tard les 14 juillet, 19 juillet et 8 août 1873. Cet essaim se situe à une dizaine de kilomètres au nord du site, dans la localité de Donzère. Cet essaim est également celui qui détermine l'intensité maximale probable de la région. D'après l'étude de Rothé de juin 1973 effectuée pour le compte d'EDF, sur la base des données recueillies par l'abbé Louis Bosse, mais aussi par le journal *La Nature* du 6 septembre 1873 qui relate les dégâts à Pierrelatte même, l'intensité maximale est de VIII à l'épicentre et de VII à Pierrelatte. Pour les auteurs

---

<sup>438</sup> L'échelle MSK propose une méthodologie pour déterminer les intensités macrosismiques à partir d'une observation quantitative des dommages. Plus exactement, elle propose de classer les constructions en fonction de leur état et de leur qualité vis-à-vis du phénomène sismique (en 4 classes) et d'étudier le taux d'ouvrages d'une même classe ayant subi les mêmes dommages, eux aussi classés en fonction de plusieurs niveaux (effondrement, déformations importantes, déformations mineures, etc.).

de la nouvelle étude de la Division géologique et géotectonique d'EDF, cette intensité est également probablement surestimée. Ils en veulent pour preuve l'absence de ruine d'ouvrage à l'épicentre et du fait de la succession de trois séismes et de nombreuses répliques en une période de temps très resserrés. Pour les experts d'EDF, l'intensité maximale épacentrale serait plutôt de VII MSK. De même, l'évaluation de l'intensité à Pierrelatte ne dépend que de la constatation de l'effondrement d'une seule façade dans le village et qui, de plus, n'est repris que dans l'article *La Nature*. Pour cette raison ils estiment l'intensité maximale à Pierrelatte à VI. Les auteurs précisent que Rothé n'est pas tout à fait d'accord avec cette réévaluation car, selon ce dernier, l'étendue des zones de dommages d'intensité VII, qui s'étendent jusqu'à Montélimar, font penser à une intensité épacentrale minimale de VII-VIII. C'est cette dernière intensité qui est retenue dans la suite de l'étude, mais les auteurs précisent qu'une investigation complémentaire de cet essaim sismique est en cours.

Le troisième essaim sismique est celui de novembre 1933 à décembre 1934, durant lequel plusieurs centaines de secousses ont été ressenties. En 1935 et 1936, d'autres secousses sont encore ressenties. D'après Rothé, qui tient cette évaluation de son père, Edmond Rothé, qui avait conduit personnellement les enquêtes sur ces séismes en tant que directeur du Bureau français de sismologie, l'intensité maximale ressentie à l'épicentre est de VII MSK pour l'essaim de 1933-1934 et VI pour celui de 1935-1936. À Pierrelatte, les intensités maximales ressenties ont été de IV pour le premier et de V pour le second. Cet essaim a fait l'objet d'une vaste campagne d'étude des dommages par questionnaire et est de ce fait le mieux connu. Les rayons macrosismiques décrivant la répartition géographique des dégâts sont établis avec précision et peu d'incertitudes entourent la détermination de l'intensité.

Suite à cette investigation des séismes historiques, l'étude EDF conclut qu'à moins de 20 km du site de la centrale de Tricastin, l'intensité VII a été ressentie au moins trois fois dans l'histoire et l'intensité VII-VIII vraisemblablement une fois. Ainsi, le SMHV et le SMS correspondant respectivement à VII-VIII et VIII-IX sont confirmés en attendant les résultats de l'investigation plus poussée des archives concernant l'essaim sismique de 1873. Les experts d'EDF précisent ensuite que les magnitudes peuvent être déduites de l'intensité macrosismique à condition d'avoir des informations précises sur l'étendue des isoséistes, les zones de dommage équivalent. Or, ces données ne sont disponibles que pour le dernier essaim sismique (1933-1936). À partir d'une formule proposée par Vit Karnik dans son étude fondatrice de la sismicité européenne<sup>439</sup>, la magnitude de cet essaim sismique est estimée entre 4,3 et 4,5 sur l'échelle de Richter, pour une profondeur des foyers sismique entre 2 et 5 km. Lors de la réunion du groupe de travail EDF-CEA du 10 mai 1975, les deux parties se mettent d'accord pour considérer que les intensités sismiques historiques de la région du Tricastin sont potentiellement surestimées. Ils se mettent d'accord également sur l'intérêt

---

<sup>439</sup> Karnik, V. (1969), « Seismicity of European Area - Part1 », D. Reidel Publishing, Dordrecht-Holland; Karnik, V. (1970), « Seismicity of European Area - Part2 », D. Reidel Publishing, Dordrecht-Holland

qu'il y aurait à conduire une nouvelle étude sur l'essai de 1873 et sur le fait qu'il serait opportun d'impliquer Rothé dans cette étude.

Dans la suite de l'année 1975, EDF engage des historiens et archivistes pour trouver de nouvelles sources d'archives sur les séismes anciens près des sites nucléaires. En effet, l'étude du 10 avril les a amenés à conclure que les séismes anciens pouvaient être surévalués et qu'ils étaient, de plus, souvent connus par un nombre très limité de documents d'archives. La recherche de nouvelle documentation pourrait alors permettre d'enrichir les évaluations et dans le même temps, potentiellement diminuer l'intensité de référence des sites nucléaires. EDF met un point d'honneur à impliquer Rothé dans cette nouvelle quête de documentation. Toutefois, ce dernier se montre plus que réticent envers ces nouvelles personnes qui investissent un champ d'expertise qui lui était jusqu'alors intégralement réservé. Un des archivistes engagés par EDF est Pierre-Yves Proust. Ce dernier est une bonne connaissance d'Yves Rocard, entrepreneur scientifique et ancien directeur du Laboratoire de physique de l'École normale supérieure, grand artisan du programme nucléaire français et par ailleurs inventeur de nombreux sismographes largement utilisés en France notamment par le Laboratoire de détection géophysique du CEA. Yves Rocard qui connaît bien Rothé, pour avoir été impliqué avec lui dans le programme d'essais atomiques français (Roger, 2018), se charge personnellement de mettre en relation Pierre-Yves Proust avec Rothé. En effet, l'archiviste qui a déjà constitué un petit catalogue concernant des archives de séismes anciens souhaite consulter les archives de Rothé, pour l'aiguiller dans la suite de sa recherche. Suite à la visite de Proust à Rothé, ce dernier écrit à Yves Rocard pour lui faire part de son ressentiment, dans les termes suivants :

*« Monsieur Proust vous a, je pense, rendu compte de la visite qu'il vient de me faire le 24 novembre à Strasbourg. Sans doute ai-je dû lui paraître très brutal, mais très franc ; si je l'ai été, c'est que j'ai horreur de voir perdre du temps et de l'argent à enfoncer des portes ouvertes. Il est évident que M. Proust ignorait tout le travail qui a été poursuivi ici depuis 50 ans par mon père d'abord, par moi ensuite. J'ai parcouru les 5 classeurs – admirablement tenus – dans lesquels M. Proust a consigné par département sa documentation sur les séismes en France. Il a fait là en quelques mois un travail qui est certainement considérable, mais que dans une proportion de 95% avait déjà été fait. Par ailleurs la documentation de M. Proust est, comparée à ce que nous avons ici, extrêmement lacunaire »<sup>440</sup>*

Rothé montre ainsi des signes d'agacement et de réticence face à l'ouverture de sa chasse gardée et se sent obligé de justifier son attitude à Yves Rocard. Ce dernier, bien avisé de la situation, tentera de le rassurer sur sa position et celle d'EDF dans la lettre qu'il lui écrira en retour en lui joignant la copie de la première page du contrat qui lie EDF et Proust. S'ensuit un échange épistolaire relativement tendu entre Yves Rocard et Rothé ; le premier tente de convaincre le second d'ouvrir son champ d'expertise et le second se montre de plus en plus fermé. En dépit des efforts de Rocard, il faut attendre le départ en retraite de Rothé, en

---

<sup>440</sup> Lettre de Jean-Pierre Rothé à Yves Rocard du 26 novembre 1975, p.1 (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOSt, boîte risque n°1)

octobre 1976, pour que puisse être réellement effectuée une revue des séismes historiques par le BRGM dans le cadre du projet de carte sismotectonique qui prend difficilement forme au sein du groupe de travail EDF-CEA. En effet, ce projet estimé entre 7 et 10 millions de francs pour une durée minimale de trois ans ne fait pas consensus au sein du groupe. Les experts du CEA y sont très favorables, dans la mesure où il servirait à obtenir des données plus précises pour permettre la mise en place de la méthode des magnitudes qu'ils défendent. À l'inverse, les experts d'EDF, bien que favorables théoriquement à un tel projet, voient mal quels avantages ils pourraient en tirer dans la mesure où le délai de réalisation leur semble incompatible avec la nécessité pressante du choix des sites nucléaires<sup>441</sup>.

En dépit de l'obstacle Rothé, les investissements d'EDF dans la recherche de nouvelles archives sont rentabilisés dès le mois de mai 1975. Une nouvelle source d'archives a été redécouverte et utilisée : la presse locale. En effet, la description des dégâts effectuée par un journal local tend à démontrer que les dommages relevés lors de l'essai sismique de 1873 ont été surévalués et que l'intensité maximale de l'essai sismique serait plutôt de VII MSK. EDF conduit alors une analyse de l'archive et demande l'approbation à Rothé, obtenue par une lettre du 18 juillet 1975 envoyée par Rothé au chef de la Division géologique et géotectonique Bordet<sup>442</sup>. Cette nouvelle estimation est discutée lors de la réunion du groupe de travail du 18 septembre 1975, au cours de laquelle les experts du CEA comme d'EDF sont d'accord avec cette nouvelle évaluation<sup>443</sup>.

Cette réévaluation de l'intensité sismique de référence du site du Tricastin change complètement la donne pour la démonstration de la robustesse parasismique de la centrale. En effet, les doutes émis par les experts du CEA et retenus par le Groupe permanent sur le sous-dimensionnement manifeste de la centrale par rapport à l'aléa du site de Pierrelatte ne seraient plus complètement fondés. La nouvelle évaluation du SMHV et du SMS du Tricastin correspond désormais, en intensité, à ceux retenus pour la centrale de Fessenheim et réutilisés pour toutes les centrales en construction ou en projet (Bugey, Tricastin, Dampierre-en-Burly, Gravelines, mais aussi les suivantes). Il ne resterait plus que la problématique des hautes fréquences, mais avec une intensité de référence à VIII MSK, le problème serait largement diminué. L'importance de cette nouvelle évaluation est immédiatement prise en compte par l'état-major du Département de sûreté nucléaire. Dès la réception de la lettre de confirmation de Rothé, Cogné, directeur adjoint du DSN, contacte par courrier Barbreau pour lui demander d'une part s'il est d'accord avec cette nouvelle évaluation, et d'autre part si tel était le cas de l'entériner rapidement, dès la prochaine réunion du groupe CEA-EDF de septembre et de transmettre l'information le plus rapidement possible à Daniel Quéniart de l'organe administratif de sûreté. Le problème est que Tanguy, le directeur du DSN, très

---

<sup>441</sup> Candès, Pierre, « Compte-rendu de la réunion du groupe de travail CEA-EDF Séismes du 3 juillet 1975 », DSN/75-528, 15 septembre 1975, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>442</sup> Lettre de Bordet à André Barbreau du 22 juillet 1975 faisant suivre le courrier de Jean-Pierre Rothé du 18 juillet (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 258915)

<sup>443</sup> Plichon Claude, « Sismicité du site de Tricastin : compte-rendu de la réunion du groupe de travail CEA-EDF du 18.09.1975 », E.SE/GC 75-35, 10 octobre 1975, p.3 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

remonté par l'attitude intransigeante d'EDF depuis la réunion du 24 janvier 1975 a fait part de son mécontentement au gouvernement lors d'une réunion de la Commission interministérielle des installations nucléaires de base de la fin du mois de juin, qui est une instance formelle créée en 1963 pour exposer aux différents membres du gouvernement les options prises pour le développement du programme nucléaire civil français en rapport avec la réglementation. D'après la lettre de Cogné, lors de cette réunion Tanguy s'est élevé avec force contre la rédaction du décret d'autorisation de création stipulant un séisme majoré de sécurité d'intensité VIII MSK au lieu de VIII-IX<sup>444</sup>. Or, si la nouvelle évaluation était confirmée, il faudrait au plus vite désamorcer la situation et savoir quelle sera l'attitude du Service central de sûreté des installations nucléaires, l'organe administratif de sûreté<sup>445</sup>.

La réunion du 18 septembre 1975 du Groupe de travail a une importance toute particulière. Son compte-rendu est transmis très largement : à Bourgeois, Servant, Tanguy, Cogné, etc. En pratique, dès la réunion de septembre 1975, le nouvel aléa de référence est entériné pour la centrale de Tricastin et la recommandation du Groupe permanent portant sur l'étude de vérification de la robustesse de l'installation à un spectre EDF adapté à une intensité VIII-IX MSK (normalisé à 0,3g) qu'EDF devait lui fournir, sous un an, n'est désormais plus d'actualité.

La troisième étude recommandée par le Groupe permanent portait sur l'application de la méthode des magnitudes telle que préconisée dans le rapport DSN N°50 pour le site de Tricastin. Cette étude ne sera pas non plus présente dans le dossier EDF de 1976. La raison est que les experts d'EDF ne jugent pas acceptable sur le plan scientifique une telle méthode. Ou plus exactement, EDF a obtenu l'avis d'experts internationaux jugeant cette méthode inadaptée pour la conception des centrales nucléaires étant donné son caractère exploratoire et non encore globalement approuvé par la communauté scientifique. Il est ainsi écrit dans la lettre de Servant sollicitant un nouvel avis du Groupe permanent sur la robustesse parasismique de la centrale de Tricastin en 1976 que :

*« EDF estime par ailleurs que la « méthode des magnitudes » ne peut faire l'objet d'une mise en œuvre débouchant sur le dimensionnement des ouvrages ; des développements lui semblent encore nécessaires dans cette voie avant que l'on puisse en tirer des conclusions pratiques »<sup>446</sup>*

En pratique la réticence d'EDF à employer la méthode des magnitudes est présente dès le 14 octobre 1974, lors de la réunion d'examen du rapport DSN N°50 devant le groupe permanent. En effet, un des arguments avancés par les agents du DSN pour l'utilisation de la méthode des magnitudes et pour le décalage des spectres de réponses vers les hautes fréquences était que cela correspondait aux pratiques les plus récentes des autorités de sûreté nucléaire anglaises et américaines. Quelques jours après la réunion, le 18 octobre 1974,

---

<sup>444</sup> Lettre de François Cogné à André Barbreau du 28 juillet, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 258915)

<sup>445</sup> Ibid., p.2

<sup>446</sup> Lettre de Jean Servant au président du groupe permanent d'experts stipulant la décision SIN N°911/76, 11 août 1976 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747)

Plichon est envoyé aux États-Unis pour vérifier cette information auprès de l'organe administratif de sûreté américaine, l'*Atomic Energy Commission* (AEC). Les deux premières questions posées à l'AEC ont alors été : le spectre réglementaire américain est-il adapté à des séismes peu profonds et de faibles magnitudes tels que l'on en rencontre en France ? Est-il possible de trouver d'après des statistiques une relation entre la forme du spectre et des paramètres caractéristiques d'un tremblement de terre tels que la magnitude, la profondeur ou les propriétés du sol sous le site ?<sup>447</sup> On ne trouve pas trace de la réponse à ces questions par l'AEC, par contre l'impression qu'en a tirée Plichon est bien tranchée :

*« Sur les problèmes de spectres et de niveau l'AEC est formelle : il ne faut pas sortir de celui défini dans le Regulatory Guide 1.60 sauf argument très sérieux quant à la corrélation intensité-accelération. De même l'AEC ne croit pas à une relation spectre fonction de la magnitude et de la distance au foyer, relation qu'on n'arrive même pas à définir avec précision pour la CALIFORNIE où pourtant les observations sont nombreuses »<sup>448</sup>*

Les experts du CEA ont utilisé le spectre réglementaire anglais comme un argument pour utiliser des spectres décalés vers les hautes fréquences. De la même façon EDF a organisé une mission en Angleterre les 15 et 16 janvier 1975 avec les autorités de sûreté et le sismologue historique, le pendant de Rothé outre-Manche, Nicholas Ambraseys. Les résultats de cette mission sont qu'Ambraseys s'estime en accord avec la nécessité de décaler les spectres de réponses vers les hautes fréquences pour correspondre aux paramètres physiques des séismes, toutefois il émet de sérieux doutes sur la capacité de construire des spectres par le calcul. Il propose à l'inverse d'utiliser des spectres réels dont il possède une bibliothèque pour des séismes européens. André Barbeau s'amuse de cette attitude d'EDF d'aller vérifier leurs arguments en organisant des missions à l'étranger. Il écrit ainsi à la main sur le compte-rendu de la mission EDF en Angleterre transmis à ses services en préparation de la réunion du Groupe de travail du 28 février 1975 :

*« Visiblement EDF essaye de nous tourner en allant vérifier auprès des Anglais que ce que nous avons dit sur eux était un peu faux (voir leur mission aux US ...), mais ils sont tombés sur un os. Les Anglais ont des conclusions identiques aux nôtres, sinon pires ... »<sup>449</sup>*

Lors de la première réunion du groupe mixte du 30 janvier 1975, les représentants d'EDF reconnaissent pour la première fois la nécessité qu'il y a à considérer des spectres décalés vers les hautes fréquences. Toutefois, ils se montrent contre l'utilisation de la méthode des magnitudes et utilisent l'expertise d'Ambraseys comme appui à leur argumentation<sup>450</sup>. Selon EDF, trois points sont soulevés par Ambraseys contre l'utilisation de la méthode des

---

<sup>447</sup> Plichon Claude, « Compte-rendu de réunion à l'USAEC le 18 octobre 1974 », E-SE/TA 74-33 Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°259747)

<sup>448</sup> Ibid.

<sup>449</sup> Note manuscrite d'André Barbeau apposé sur un courrier d'EDF transmettant le compte-rendu d'une mission effectuée par Plichon et Betheder-Matibet en Angleterre sur les problèmes sismiques le 15 et 16 janvier 1975 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 258915)

<sup>450</sup> DSN/SETS, « Compte-rendu de la réunion du 30 janvier 1975 », DSN/SETS-75/218, 10 avril 1975, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)



magnitudes : le problème de transposabilité des coefficients empiriques obtenus à partir des essais nucléaires pour représenter l'atténuation avec la distance des ondes sismiques ; l'extrapolation des données obtenues avec des petits séismes pour représenter les plus grands ; et enfin la comparaison de la géologie française avec celle du Nevada. Par contre, Ambraseys propose l'utilisation d'accélérogrammes réels enregistrés en Italie et en Iran pour construire des spectres de réponse standard comme aux États-Unis, mais correspondants à des séismes de magnitude et profondeur plus faibles que ceux observés en Californie. Il précise qu'il possède un catalogue de 115 accélérogrammes européens et iraniens. Pour les experts du CEA, leur méthode de calcul tirée de la méthode Johnson paraît la meilleure pour obtenir des spectres adaptés au site et tiennent pour preuve de sa probité la concordance des spectres obtenus par le calcul avec le spectre réglementaire anglais et avec le spectre obtenu par l'exploitation des enregistrements des répliques du séisme d'Oléron de 1972.

Par la suite, EDF mobilise contractuellement Ambraseys pour qu'il propose un spectre qui lui semble adapté à la sismicité du Tricastin à partir de son catalogue. Ce spectre est fourni à EDF en octobre 1975 et est discuté lors de la réunion du groupe EDF-CEA du 9 octobre 1975. Le spectre Ambraseys, correspondant à un séisme de magnitude 4,5 sur l'échelle Richter et d'une profondeur de foyer 3 km, a été obtenu à partir de son catalogue d'accélérogrammes réels, enregistré en Italie, en Grèce, en Turquie et en Iran pour des séismes de magnitude et de profondeur comparables à ceux du Tricastin. Ambraseys met en avant que la méthode Newmark utilisée dans la réglementation américaine n'est pas employable avec ce type de séismes et il déconseille également l'utilisation de la méthode par le calcul. Pourtant, il s'avère que le spectre d'Ambraseys est très similaire à celui des experts du CEA<sup>451</sup>.

L'acquisition du spectre Ambraseys a pour conséquence au sein du Groupe de travail, d'une part de conforter les experts du CEA dans le bien-fondé de leur spectre synthétique et d'autre part, dans la possibilité d'avoir des valeurs d'accélération très élevées pour ce type de séisme. Les experts d'EDF mobilisent paradoxalement l'expert anglais contre l'utilisation de la méthode des magnitudes dont il déconseille l'utilisation. Le consensus entre les experts d'EDF et du CEA sur l'utilisation de la méthode des magnitudes n'advient pas et c'est par un coup de force qu'EDF tente de l'exclure du périmètre de la seconde expertise de la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin en juillet 1976.

---

<sup>451</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 9 octobre 1975 », DSN/75-692, 25 novembre 1975, p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

## 4.1.2. Le Groupe de travail comme lieu légitime du jugement d'expert

EDF communique, en juillet 1976, un dossier de démonstration de la robustesse parasismique de la centrale de Tricastin en prévision de l'examen du rapport provisoire de la sûreté par le Groupe permanent qui a lieu un plus tard en juillet 1977. Ce dossier comporte deux nouvelles études. La première est une mise à jour de la section « Sismologie » du chapitre « Site » du rapport de sûreté de la centrale. Celle-ci reprend très largement l'étude conduite par la Division de géologie et géotechnique d'EDF de mai 1975<sup>452</sup>, mais en prenant soin de conclure que l'intensité maximale vraisemblable de l'essai sismique de 1873 est de VII MSK. Le dossier EDF contient également le compte-rendu de la réunion du 18 septembre 1975, présenté comme l'avis du Groupe de travail mixte EDF-CEA, qui conclut « *qu'il n'est pas déraisonnable de prendre un SMHV de niveau VII MSK et un SMS de niveau VIII* »<sup>453</sup>.

La deuxième étude fournie par EDF est un dossier de comparaison du comportement d'une centrale nucléaire de type Fessenheim avec utilisation du spectre de dimensionnement EDF 0,2g et le spectre de Mohammadioun riche en hautes fréquences et normalisé à 0,3g (appelé DSN 0,3g). Le code de calcul Transésisme a été utilisé avec les deux spectres pour déterminer les paramètres maximaux des mouvements sismiques en différents points des bâtiments par une analyse modale. Il est précisé dans l'étude EDF que les efforts sont utiles uniquement pour le génie civil pour les calculs de taux de ferrailage du béton armé et précontraint ; que les déplacements permettent de définir les joints entre les bâtiments dus aux éventuels déplacements différentiels des bâtiments ainsi qu'aux calculs de dimensionnement des matériels ; les accélérations quant à elles, sont principalement utilisées par les mécaniciens pour le dimensionnement des matériels et des ancrages des matériels ainsi que pour la tenue des cloisons<sup>454</sup>. Le code Transésisme tient compte de la qualité du sol et utilise dans le cas du spectre EDF un module de sol variable entre 5 000 bars et 20 000 bars en considérant pour chaque paramètre (accélération, déplacement, efforts) le module donnant les résultats les plus grands. Dans le cas du spectre DSN 0,3g, c'est la valeur 10 000 bars qui est systématiquement utilisée. Elle correspond approximativement à la valeur du sol de Tricastin, obtenue de façon expérimentale.

Les résultats de l'étude EDF tendent à démontrer que le comportement de l'installation pour le spectre DSN 0,3g est satisfaisant. En particulier, le spectre EDF est plus pénalisant que le spectre DSN pour le bâtiment réacteur, du fait notamment de sa fréquence propre relativement basse (entre 2 et 4 Hz). Cela est vrai pour les trois paramètres pour le génie civil

---

<sup>452</sup> Deletie, P., « Centrale de Tricastin : Étude sismologique du site - Rapport provisoire pour la réunion du 10 avril 1975 », EDF-DGG, 20 mars 1975 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>453</sup> Plichon Claude, « Sismicité du site de Tricastin : compte-rendu de la réunion du groupe de travail CEA-EDF du 18.09.1975 », E.SE/GC 75-35, 10 octobre 1975, p.3 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>454</sup> EDF/SEPTEN, « Dossier n°2 : Comportement d'une tranche nucléaire similaire à la tranche 1 de la centrale de Tricastin avec un spectre synthétique 0,3g » (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747)

à tous les niveaux. Les mêmes conclusions sont avancées pour tout l'appareillage électrique, pour les locaux électriques (y compris le bâtiment) et pour la salle de commande. Pour les autres bâtiments, les valeurs d'accélération et de déplacement sont plus élevées avec le spectre DSN et les efforts jugés approximativement équivalents. Toutefois, ces majorations ne seraient pas, selon EDF, d'un ordre de grandeur suffisant pour remettre en cause la bonne tenue du génie civil et le bon comportement des matériels. Pour le bâtiment combustible, le bâtiment de liaison et le bâtiment d'exploitation, les accélérations sont supérieures avec le spectre DSN (de l'ordre de 20%), mais les déplacements et efforts sont plus faibles et ne devraient alors « avoir aucune conséquence sur les bâtiments »<sup>455</sup>. Pour le bâtiment des auxiliaires nucléaires, les déplacements et les efforts de moments sont très nettement supérieurs au-dessus du niveau +8m par rapport au sol, mais selon EDF cela n'a pas de conséquences étant donné qu'aucun matériel important pour la sûreté, au sens de la réglementation américaine (RG 1.29), n'est localisé à ce niveau. Selon EDF, ces conclusions s'expliquent, malgré une accélération au niveau du sol majorée de 50% et un enrichissement en hautes fréquences par rapport au spectre EDF, par la fréquence propre des bâtiments qui est suffisamment basse (globalement entre 2 et 6 Hz selon les modes de vibrations) et par la qualité du sol de Tricastin (10 000 bars) par rapport à l'enveloppe retenue pour le pallier standardisé (5 000 – 20 000 bars).

À la réception du dossier, les experts du CEA se montrent perplexes face aux résultats avancés par EDF. En effet, ces derniers montrent l'innocuité du spectre DSN 0,3g pour la sûreté tout en présentant des dépassements significatifs aussi bien en accélération, en déplacement ou pour les efforts. Pour les experts du CEA, le dossier EDF n'apporte pas de justifications suffisantes pour arriver à ses conclusions. En particulier, EDF conclut sur le caractère plus conservatif du spectre EDF pour le bâtiment réacteur et ses structures internes. Or, il y a des dépassements pouvant atteindre 50 % dans les structures internes avec le spectre DSN pour certaines fréquences, auxquelles il n'est pas apporté de justification de bon comportement. De même, les sollicitations dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires vont du simple au double en accélération et du simple au triple en effort de moment avec l'utilisation du spectre DSN 0,3g, notamment à partir du niveau +8m. La justification d'EDF portant sur le fait qu'il n'y a pas de composants importants pour la sûreté à ce niveau ne convainc pas totalement les experts du CEA. En effet avec de tels dépassements, ils craignent que des dégradations entraînent des effondrements ou chutes de morceaux de paroi, ce qui constituerait une menace pour les matériels implantés dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires<sup>456</sup>. De façon générale, EDF justifie la couverture des dépassements de contraintes par l'existence de marges, notamment issues des codes de construction dans le génie civil, mais ne présente pas d'étude détaillée pour justifier ce positionnement.

---

<sup>455</sup> Ibid., p. 8

<sup>456</sup> Sokolovski, « Fiche : Analyse du dossier EDF par le SETSSR », 27 octobre 1976 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747)

Par ailleurs, les experts du CEA critiquent l'incomplétude du dossier du point de vue des matériels. En effet, l'étude EDF porte quasi exclusivement sur le génie civil. La bonne tenue des matériels est simplement supposée dans la plupart des cas par le fait que les sollicitations transmises par le génie civil seraient moindres. Or, vu les fréquences propres des matériels qui sont généralement plus élevées, une justification serait nécessaire.

Du point de vue de l'aléa sismique en tant que tel, Barbreau précise que les experts du CEA sont plutôt pour un SMHV VII-VIII et un SMS VIII-IX, mais qu'il ne trouve « *pas déraisonnable* » d'utiliser des valeurs un demi degré plus basses. Par contre, il regrette l'absence d'étude de tenue de l'installation à un spectre adapté au site déterminé par la méthode des magnitudes. Ce regret est d'autant plus légitime qu'une telle étude faisait partie des recommandations du Groupe permanent de décembre 1974. Ainsi, Cogné rédige une demande officielle d'étude complémentaire à EDF en date du 4 janvier 1977. Dans cette lettre, il demande expressément à EDF de proposer un spectre adapté au site à partir de la méthode des magnitudes, d'étudier les conséquences de ce spectre du point de vue du dimensionnement des matériels ainsi que de présenter une analyse détaillée des marges disponibles permettant de couvrir les dépassements occasionnés par l'utilisation du spectre DSN 0,3g<sup>457</sup>.

Suite à la lettre de Cogné, la Région d'équipement de Marseille d'EDF envoie un dossier complémentaire composé de deux annexes au dossier initial de juillet 1976 : l'annexe 9 portant sur la tenue des structures et l'annexe 10 portant sur la tenue des matériels<sup>458</sup>.

Le dossier complémentaire d'EDF débute par une présentation de trois sources principales de marges ou de conservatisme dans le premier dossier de juillet 1976. La première est issue de la non-prise en compte de l'interaction sol-structure dans l'évaluation du comportement des bâtiments et des structures au spectre DSN 0,3g. En effet, le spectre est considéré comme un signal d'entrée à la base du radier alors qu'il s'agit en réalité d'un spectre de réponse du sol qu'il faudrait intégrer, pour être réaliste, aux fondations. Selon EDF, en se fondant sur l'étude de Plichon<sup>459</sup>, la prise en compte de l'interaction sol-structure a tendance à atténuer les hautes fréquences des ondes sismiques lorsqu'elles traversent le radier. La deuxième source de conservatisme vient de l'utilisation du taux d'amortissement 7% pour tous les modes d'oscillation, alors que, selon EDF, ce taux augmente de plus en plus avec les modes supérieurs. La troisième se situe dans l'utilisation de masses des parois et des planchers majorées. EDF précise que compte tenu de ces marges, les dépassements dans les actions sismiques (accélérations, déplacements et efforts) de l'ordre de 10% avec le spectre DSN 0,3g ne remettent pas en cause la tenue des bâtiments. De plus, EDF stipule que les actions

---

<sup>457</sup> Lettre de François Cogné au directeur de la Région d'équipement de Marseille d'EDF du 4 janvier 1977, DSN/SR-77-01 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747).

<sup>458</sup> Région d'équipement de Marseille, « Dossier 3 : Annexes 9 et 10 du Dossier n°2 : Comportement d'une tranche nucléaire similaire à la tranche 1 de la centrale de Tricastin avec un spectre synthétique 0,3g », mars 1977 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747).

<sup>459</sup> Claude Plichon : « Contribution à la recherche du coefficient de sécurité aux séismes d'une centrale nucléaire type Fessenheim », EDF SEPTEN, E/SE-GC 74-20, 17 juin 1974 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747).

sismiques ne représentent qu'une partie des actions globales auxquelles sont soumises les structures (on peut mentionner le poids, les surcharges d'exploitation, le vent, la neige, la température, la pression, etc.). De ce fait, le dimensionnement présente d'autres formes de marges issues de la compilation de contraintes prises en compte, ce qui rend difficile l'étude du seul changement de spectre de réponse sur la tenue des bâtiments et des équipements.

Une fois ces remarques liminaires présentées, les experts d'EDF développent dans ces deux annexes une série d'exemples de justification de tenue au spectre DSN 0,3g. Sur le génie civil tout d'abord, dans le cas du bâtiment combustible, qui accueille la piscine de refroidissement du combustible radioactif, EDF mentionne que dans les calculs, pour tenir compte du matériel et des équipements, le poids propre du génie civil a été majoré de 24% alors qu'en réalité la masse des équipements ne représente que 3 à 4% de la masse totale du bâtiment. Ce conservatisme fournit selon EDF une marge suffisante pour assurer une bonne tenue d'ensemble à un mouvement sismique correspondant au spectre DSN 0,3g qui présente des efforts 15 à 20% supérieurs au spectre EDF utilisé pour la détermination des sollicitations à prendre en compte dans le dimensionnement. EDF conclut alors que :

*« Des désordres tels que des fissurations peuvent être envisagés sans pour autant compromettre la fonction du bâtiment »<sup>460</sup>*

Dans le cas du bâtiment des auxiliaires nucléaires, qui est le plus impacté par le changement de spectre du fait de sa grande rigidité et donc de sa fréquence propre élevée, EDF apporte une autre source de justification de tenue du bâtiment, malgré des efforts issus de l'utilisation du spectre DSN de 50 % plus élevé que ceux issus du spectre EDF. La première source est, à l'instar du bâtiment combustible, issue de la majoration forfaitaire du poids du génie civil. Dans ce cas, cette majoration est de 20 % du poids propre alors que la masse réelle du matériel ne représente, selon EDF, que 3 % de la masse totale. La deuxième source de justification, la plus importante, est que le séisme n'est pas la charge dimensionnant pour le génie civil du bâtiment des auxiliaires nucléaires. En effet, les murs porteurs du bâtiment font 1 mètre d'épaisseur pour des raisons essentiellement de protection radiologique : pour réduire le rayonnement des matières radioactives présentes dans certains circuits, les murs du bâtiment sont très épais. Selon EDF, la contrainte supplémentaire apportée par les sollicitations sismiques issues de l'application du spectre DSN n'est pas de nature à remettre en cause le bon comportement du bâtiment :

*« Les efforts importants [issus du spectre DSN 0,3g] ne mettent pas en péril la tenue du bâtiment. Le dimensionnement de ce dernier n'étant pas directement lié au séisme, mais à la protection radiologique »<sup>461</sup>*

---

<sup>460</sup> Région d'équipement de Marseille, « Dossier 3 : Annexes 9 et 10 du Dossier n°2 : Comportement d'une tranche nucléaire similaire à la tranche 1 de la centrale de Tricastin avec un spectre synthétique 0,3g », mars 1977, annexe 9, p.12 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747).

<sup>461</sup> Ibid., p.24

Pour ce qui concerne la justification de tenue des matériels au spectre DSN 0,3g, présenté dans l'annexe 10, EDF met en avant plusieurs sources de conservatisme. La première est le fait d'utiliser le spectre plancher, correspondant au spectre de réponse du sol transposé en fonction de la hauteur, le plus pénalisant pour les équipements qui sont sur plusieurs niveaux. Par exemple, l'ensemble du circuit primaire dans lequel circule le fluide radioactif et qui occupe tout l'espace du bâtiment réacteur utilise le spectre le plus pénalisant de tous les points d'accroche au génie civil, en l'occurrence celui du niveau +20m. La deuxième source de conservatisme, à l'instar de la conception du génie civil, est issue du cumul de charges dans le dimensionnement. En l'occurrence, les matériels importants pour la sûreté sont dimensionnés pour résister à un séisme majoré de sécurité en cumul de l'accident de référence qui est la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire. Or, selon EDF, les contraintes et charges issues de la prise en compte de l'accident de référence sont en général bien plus fortes que celles issues du séisme. Les équipements internes de la cuve et le combustible, par exemple, sont calculés pour supporter simultanément le séisme majoré et l'accident de perte de réfrigérant primaire. Les conditions de température et de pression associées à ce deuxième événement produisent, selon EDF, la majorité des efforts. Pour les autres matériels, notamment les autres tuyauteries, le séisme est rarement le cas de charge dimensionnant. Le plus souvent, c'est la dilatation de l'eau sous l'effet de la pression et de la température qui entraîne les efforts les plus importants sur les matériaux<sup>462</sup>.

En plus de ce dossier complémentaire, EDF envoie aux experts du CEA une étude de détermination d'un spectre adapté au site à partir de la méthode des magnitudes telle que présentée dans le rapport DSN N°50. Dans son étude, EDF retient deux types de séismes pour la région du Tricastin. Un séisme caractéristique de l'essaim sismique de 1934 dont le foyer est très superficiel (inférieur à 5km de profondeur) et la magnitude modérée (entre 4 et 4,5 sur l'échelle de Richter) et un séisme caractéristique de l'essaim de 1873 plus profond (estimé par EDF à 8 km) et de magnitude plus élevée (estimée par EDF à 5,4). La profondeur et la magnitude supérieure de l'essaim de 1873 servent d'explication à l'étendue importante des dommages constatés pour une intensité macrosismique équivalente à l'essaim de 1934. C'est le séisme superficiel qui est retenu par EDF comme séisme le plus pénalisant. Pour la définition des paramètres du séisme majoré de sécurité à partir de ceux du SMHV, EDF utilise la formule de Karnik<sup>463</sup>, qui donne pour une intensité VIII, une magnitude de 4,97 et une profondeur de 4,17 km. EDF retient une magnitude de 5 et une profondeur de 4,5 km. Ces petites différences sont acceptées par les experts du CEA, car l'écart se trouve à l'intérieur de l'intervalle d'incertitude. Pour le coefficient d'atténuation avec la distance, EDF utilise une valeur intermédiaire entre celles obtenues lors de l'étude des répliques du séisme

---

<sup>462</sup> Ibid., Annexe 10, p.43

<sup>463</sup> La formule donnée par Vit Karnik pour relier l'intensité, la magnitude et la profondeur sismique est la suivante :  $M=I+2+\log H+0,35$ , avec I l'intensité épicentrale, M la magnitude et H la profondeur. Cette relation et la valeur des coefficients de corrélation ont été obtenues par une étude statistique sur des séismes européens (Karnik, V. (1969), « Seismicity of European Area - Part1 », D. Reidel Publishing, Dordrecht-Holland; Karnik, V. (1970), « Seismicity of European Area - Part2 », D. Reidel Publishing, Dordrecht-Holland).

d'Oléron par les experts du CEA en 1973 et celles obtenues à partir de l'étude du séisme de Grignan, survenu à proximité du site de Tricastin en 1974. Pour les experts du CEA, ce choix n'est pas déraisonnable, mais ils prescrivent de ne pas utiliser les coefficients d'Oléron qui ne sont valables que pour un sol très dur, ce qui ne correspond pas au sol de la région de Tricastin. Le spectre finalement obtenu par EDF en application de la formule Johnson est très proche du spectre DSN 0,3g et EDF propose de retenir le spectre DSN comme spectre adapté au site étant donné que des études de vérification ont déjà été conduites pour ce spectre<sup>464</sup>.

Le Groupe permanent se réunit le 11 juillet 1977 pour examiner, sur la base des nouveaux éléments apportés par les experts d'EDF et examinés par ceux du CEA, la robustesse parasismique de la centrale de Tricastin. Comme lors de l'examen du rapport préliminaire de sûreté, le Groupe permanent se repose sur l'avis rédigé par le CEA, en l'occurrence le rapport DSN N°161. L'analyse du dossier d'EDF sur la vérification du comportement de la centrale au spectre DSN 0,3g décalé vers les hautes fréquences est assuré par Sokolovski du Département de sûreté nucléaire ainsi que Michel Livolant et François Jeanpierre du Département d'étude mécanique et thermique du CEA. Pour le génie civil, ils estiment qu'une vérification est nécessaire pour le bâtiment combustible et le bâtiment des auxiliaires nucléaires, car l'analyse proposée par EDF présente encore trop de points noirs. Ces études de vérification devront mettre en évidence l'importance de la donnée sismique dans le dimensionnement et faire apparaître les marges disponibles dans tous les cas de charge. Pour le reste, ils estiment la démonstration d'EDF concluante. Pour ce qui est des matériels, ils jugent qu'il n'y a pas de problème majeur, mais qu'il est nécessaire de vérifier que les différents matériels n'entrent pas en résonance avec le spectre DSN et que, pour les matériels où ce serait le cas il serait nécessaire d'effectuer des modifications pour changer leur fréquence propre.

L'avis des experts du CEA sur le dossier EDF est plus critique, non pas directement sur la mise en œuvre de la méthode par EDF qui est jugée satisfaisante, mais sur la possibilité même d'établir un spectre réaliste en zone épiscopale. En effet, ils estiment que pour une intensité macrosismique donnée, des spectres de réponse du sol très variés peuvent être obtenus. De plus, le spectre caractérise mal une intensité, car celle-ci dépend également de la durée de la secousse, de la répétition des séismes dans le temps, à l'instar des essais sismiques de la région du Tricastin, de la qualité des bâtiments, de la qualité du sol, etc. Pour cela, les experts du CEA estiment que les prochaines études devront être orientées vers l'acquisition de connaissances des paramètres physiques du séisme en zone proche. Et cela, d'autant plus que les données disponibles du séisme du Frioul survenu dans le nord de l'Italie en mai 1976, conduisent à un spectre en zone épiscopale riche en hautes fréquences bien que comportant une très forte variabilité de l'accélération qui n'est par ailleurs pas bien corrélée avec les dégâts

---

<sup>464</sup> Note du BERSSIN sur l'étude EDF, SETSSR/E77, 28 mars 1977 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747).

occasionnés. Ainsi des accélérations très fortes, de l'ordre de 0,5g à 1g ont été constatées sur certains séismes superficiels, mais n'ont occasionné que peu de dommages sur les constructions. Ils estiment qu'il faudrait alors élucider cette question et étudier les impacts potentiels de ces mouvements en zone épiscopale sur des installations nucléaires, qui sont très complexes et qui doivent, en plus d'éviter la ruine, continuer à assurer les fonctions de sûreté<sup>465</sup>.

Les experts du CEA préconisent une nouvelle étude d'évaluation de la tenue de la centrale du Tricastin à un spectre, non encore défini, mais qui serait riche en hautes fréquences, normalisé à l'accélération 0,5g cette fois-ci. Ils précisent que cette étude serait une étude dite « hors dimensionnement » qui ne chercherait pas à mettre à l'épreuve la suffisance du dimensionnement des bâtiments et équipements, mais qui évaluerait les conséquences sur les matériels et bâtiments susceptibles de mettre en cause la sûreté. Il est précisé que cette étude pourra être conduite par une méthode appropriée, en particulier par un mode d'analyse dynamique direct. En effet, le problème de l'analyse modale est qu'elle ne tient pas compte de la durée des sollicitations. Or, une des hypothèses avancées par les experts du CEA pour expliquer que certains séismes présentant de très fortes accélérations n'occasionnent que peu de dommages sur les constructions est la faible durée du mouvement. Toutefois cette hypothèse, si elle se vérifie sur les bâtiments ne sera peut-être pas valable pour les matériels. Il est précisé, par ailleurs, que cette étude pourra être conduite dans le cadre du groupe de travail EDF-CEA et que ces résultats seraient simplement indexés au rapport de sûreté, mais n'y figureraient pas. En définitive, les experts du CEA adoptent un positionnement intermédiaire quant à la démonstration de robustesse parasismique d'EDF :

*« Le DSN ne se prononce pas définitivement sur la sûreté de la centrale de Tricastin avant que les études demandées ne soient communiquées. Cependant rien ne laisse à supposer actuellement que cette sûreté devrait pouvoir être remise en cause de manière irréversible »<sup>466</sup>*

L'examen de la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin par le Groupe permanent lors de la séance du 11 juillet 1977 n'apporte que peu d'éléments nouveaux, car aucune confrontation de point de vue n'a lieu. Puisque tous les sujets techniques ont été traités dans le cadre du Groupe de travail mixte EDF-CEA, la journée du 11 juillet ressemble à un exposé par les experts du groupe séismes aux grands experts généralistes de la sûreté. La conclusion du Groupe permanent est la suivante :

*« Le Groupe permanent ne peut se prononcer définitivement sur la sûreté de la centrale de Tricastin. Toutefois, compte tenu des vérifications déjà effectuées rien ne permet de supposer actuellement que la sûreté de la centrale puisse être remise en cause de manière irréversible par*

---

<sup>465</sup> IPSN/DSN, « Analyse du dossier EDF de vérification du comportement d'une tranche nucléaire similaire à la tranche 1 de la centrale de Tricastin avec un spectre synthétique 0,3g », Rapport DSN N° 161, juin 1977 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°259747).

<sup>466</sup> Ibid. p. 82



*la prise en compte de caractéristiques sismiques plus réalistes. Il est convaincu, suite aux assurances données par EDF, de la possibilité de renforcer les points sensibles si nécessaires »<sup>467</sup>*

Le Groupe permanent a demandé à EDF de mettre à jour son rapport de sûreté pour l'examen de la version provisoire, notamment de la section « Sismologie » du chapitre « Site ». Il impose également au Groupe de travail d'établir, avant l'examen du rapport provisoire de sûreté, un spectre adapté au site et d'en évaluer les conséquences sur la sûreté. Dans l'incapacité de pouvoir acter définitivement la robustesse parasismique de la centrale de Tricastin, le Groupe permanent s'en remet au Groupe de travail<sup>468</sup>.

Le rapport provisoire de sûreté doit être remis au ministre de l'Industrie au plus tard 6 mois avant le chargement en combustible radioactif d'une centrale nucléaire. L'accord du Groupe permanent pour le chargement en combustible des quatre réacteurs de la centrale de Tricastin est donné le 14 mai 1980. Entre juillet 1978 et mai 1980, 12 réunions du Groupe permanent ont lieu pour soumettre à l'examen à la fois la conception commune du sous-palier CP1, mais aussi la réalisation effective des différentes tranches, les résultats des essais à froid et à chaud sans combustible<sup>469</sup> ainsi que des études complémentaires, dont les principales concernent la problématique sismique. Parmi ces 12 réunions, la robustesse parasismique de la centrale est à l'ordre du jour de deux d'entre elles. Tout d'abord la réunion du 12 juillet 1978 consacrée à la rédaction du chapitre « site » du rapport provisoire de sûreté et ensuite la réunion du 26 juillet 1979 qui porte sur l'examen de l'ensemble des recommandations effectuées par le Groupe permanent lors des 10 premières réunions. Lors de la première, il est discuté les dernières avancées du projet de la carte sismotectonique de France, lancée contre l'avis d'EDF à la fin de l'année 1975, mais qui s'est avérée très prolifique.

Le projet est conduit par le Bureau de recherches géologiques et minières (BRGM), le service géologique national français. C'était une volonté forte du Groupe de travail EDF-CEA que le projet soit conduit par un acteur tiers pour conférer aux données produites un caractère neutre et objectif et surtout pour se dégager de l'éventuelle critique que le CEA et EDF soient juges et parties dans cette entreprise<sup>470</sup>. Pour autant, les deux établissements financent à hauteur de 60% du projet, l'organe administratif de Sûreté 10 % et les 30 % restants viennent du BRGM pour un montant total qui s'élève à 7,2 millions de francs (5,1 millions d'euros actuels)<sup>471</sup>. De plus, si le projet concernait toute la France, il était question d'investiguer en premier lieu les régions où sont implantés des sites nucléaires existants ou futurs et au

---

<sup>467</sup> Groupe permanent d'expert en charge des réacteurs, Conclusion générale de la réunion du 11 juillet 1977

<sup>468</sup> Ibid., p.1

<sup>469</sup> La réglementation française des appareils à pression nucléaire de février 1974 impose à l'exploitant d'une centrale nucléaire d'effectuer, avant la mise en service, une série d'essais des systèmes hydrauliques et en particulier du circuit primaire.

<sup>470</sup> Candès, Pierre, « Compte-rendu de la réunion du groupe de travail CEA-EDF Séismes du 3 juillet 1975 », DSN/75-528, 15 septembre 1975 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

<sup>471</sup> Courrier de Jean Servant envoyé au Directeur général d'EDF le 18 novembre 1975, « Cartographie sismotectonique de la France à échelle 1/1000.000 », SIN N°1034/75, 18 novembre 1975 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°258915)

premier rang desquelles les régions de Fessenheim et du Tricastin<sup>472</sup>. Le projet était prévu pour durer trois ans, deux années d'analyse (1976 et 1978) et une année de synthèse (1978)<sup>473</sup>. Un comité scientifique du projet est organisé avec des membres de tous les organismes financeurs et présidé par Goguel, directeur adjoint du BRGM, et conseiller personnel de Servant, chef de l'organe administratif de sûreté nucléaire. La direction du projet est confiée à Jean Vogt, géologue du BRGM.

Jean Vogt est un géographe de formation qui est considéré par la communauté scientifique comme le pionnier de la sismologie historique en France. Il a, en effet bouleversé la pratique de la sismicité historique, en l'élevant au rang de science (Fradet, 2016, p. 414 ; Fréchet et al., 2008). Pourtant avant 1975, il n'avait jamais travaillé sur le phénomène sismique. À partir de cette année charnière, il consacra le reste de sa vie à défricher les archives relatant les séismes historiques en France et sur le pourtour méditerranéen. Son apport porte autant sur le fond, où il contribua personnellement à enrichir énormément le nombre de données historiques portant sur les séismes anciens, que sur la méthodologie de traitement, pour laquelle il a fondé une pratique plus rigoureuse d'évaluation des paramètres des séismes anciens (intensité, magnitude, localisation, etc.). Pourtant, quand il prend la direction du projet de la carte sismotectonique, rien n'indique qu'il va devoir se plonger dans les archives historiques des séismes anciens.

À l'origine, le projet avait pour but de tracer une carte sismotectonique, qui permettrait de mieux définir les provinces sismiques de France par le croisement des différentes informations issues de la géologie et de la sismicité historique et instrumentale. Il s'agissait, selon les mots de Vogt, d'effectuer un « *travail de synthèse de six domaines : arrière-plan tectonique, néotectonique, discontinuité géophysique, linéaments, sismicité instrumentale et sismicité historique* »<sup>474</sup>. Rothé était associé contractuellement au projet pour effectuer des catalogues par département des séismes historiques précisant pour chaque séisme, selon le nouveau contenu des rapports de sûreté, les différentes archives fondant l'évaluation de l'intensité sismique et de la localisation des séismes. Vogt remarqua rapidement que Rothé tirait ces données quasiment exclusivement du catalogue d'Alexis Perrey, constitué au milieu du XIX<sup>e</sup> siècle et remis en forme par son père, Edmond Rothé, au début du XX<sup>e</sup>. Jamais Rothé ne faisait référence aux sources primaires, mais seulement aux extraits relevés par Perrey. Vogt eut alors l'idée de consulter le catalogue de Perrey et de revenir à ses sources primaires. Il se rendit alors compte d'une part que ce dernier avait commis de nombreuses erreurs de copie des sources primaires, et surtout qu'il avait laissé de côté une quantité phénoménale d'informations qui permettrait de mieux caractériser les intensités sismiques. C'est qu'Alexis Perrey poursuivait un but précis avec la constitution de son catalogue, celui de lier

---

<sup>472</sup> Jérôme Lambert, « Fichier informatique de sismicité historique : bilan partiel des intégrations liées au contrôle des archives du Bureau central sismologique français », BRGM, Note technique N°82, septembre 1982 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°217972).

<sup>473</sup> Jean Vogt, « Les données de base et l'établissement par le BRGM de la carte sismotectonique de la France », BRGM, journées techniques de la SFEN, 11 janvier 1982, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°217972).

<sup>474</sup> Ibid.

phénomène sismique et phénomène astronomique, comme s'en rendit compte Jean Vogt<sup>475</sup>. Plus exactement, il voulait démontrer qu'à l'instar des marées, l'occurrence des séismes était corrélée avec les cycles lunaires (Davidson, 1927).

Vogt fit part de ses découvertes à Rothé qui n'en avait cure et en plus refusait de les intégrer dans son catalogue<sup>476</sup>. Non seulement Rothé refusait de prendre en compte les nouvelles données fournies par Vogt dans son analyse, mais en plus il refusait de partager son catalogue<sup>477</sup>. L'attitude de Rothé à l'égard du travail du BRGM et de Vogt était plus que véhémente, Vogt indiquant qu'il l'a même traité de « fasciste »<sup>478</sup>. Face à cette attitude, il fut mis un terme à la collaboration de Rothé au projet dès 1976 et Vogt entreprit de réviser *ex nihilo* la sismicité historique de la France. Vogt estimait que les insuffisances, les erreurs et les mésinterprétations étaient si nombreuses dans le travail de Rothé, qu'il fallut reporter la majorité des ressources du projet sur le volet sismicité historique. Vogt a effectué ce travail accompagné d'une dizaine de collaborateurs pour écumer les librairies et les différents centres d'archives départementales (Fréchet *et al.*, 2008, p. 7).

Le premier contrat avec le BRGM pour le projet de la carte sismotectonique de France se termine en 1979. L'objectif du projet est de rassembler toutes les données géologiques, instrumentales et historiques disponibles pour caractériser et évaluer la sismicité de la France métropolitaine. Toutefois, l'importance du travail de revisite des données historiques du catalogue de Rothé a conduit à traiter plus superficiellement les deux autres sources de données. Ainsi, en 1979, un prolongement du projet sur 3 ans puis trois ans supplémentaires en 1982 est acté entre les différents partenaires (BRGM, EDF, CEA (IPSN), CEA(LDG) et SCSIN). Ces prolongations avaient différents buts. Tout d'abord, il était question de lancer une révision des données instrumentales de séismes en France, analogue à ce qui a été fait pour les séismes historiques. Ensuite, il était question de construire une base de données informatisée de tous les séismes passés en précisant autant d'informations que possible. Ce travail a engendré la base de données Sirène, qui est désormais une partie intégrante de la base de données en ligne SisFrance<sup>479</sup>. Enfin, le dernier objectif du nouveau contrat avec le BRGM est de développer les études géologiques pour clarifier la procédure de rattachement des séismes historiques aux provinces sismotectoniques.

---

<sup>475</sup> Jean Vogt. Bref historique des enquêtes macrosismiques en France, dans leur contexte, avec quelques exemples de pays voisins. Travaux du Comité français d'Histoire de la Géologie, Comité français d'Histoire de la Géologie, 2003, 3e série (tome 17), p.175-192.

<sup>476</sup> Ibid., p.1

<sup>477</sup> En réalité, il fallut attendre 1982 et les réclamations publiques de l'Académie des Sciences et de Jean Goguel pour que Rothé restitue au Bureau central de sismologie français son catalogue des séismes anciens. Ainsi Vogt écrit dans son article : « En 1982, un rapport de l'Académie des sciences pour lequel j'avais fourni quelques éléments – parfois j'y retrouve ma plume – fait le point à l'un ou l'autre point de vue. Ainsi lisons-nous que « le fichier du Professeur Rothé n'a jamais été directement accessible [...]. Le groupe recommande que l'Académie des Sciences intervienne pour que le fichier soit transféré au Bureau central sismologique français afin d'être mis à la disposition de tous ». À l'occasion, Jean Goguel déclara d'ailleurs que ce fichier était « la propriété du peuple » (Ibid., p.8)

<sup>478</sup> Ibid., p.11

<sup>479</sup> La base de données est consultable en ligne à l'adresse suivante : <https://sisfrance.irsn.fr/>

À partir de la création du Bureau central de sismologie français par Edmond Rothé, après la Première Guerre mondiale, chaque séisme survenant sur le territoire métropolitain est enregistré par des sismographes indiquant la localisation et une approximation de la magnitude. Suite à chacun de ces séismes, des enquêtes macrosismiques sont conduites pour estimer les intensités des dégâts et les rayons des observations de dégâts analogues, les isoséistes. De ce fait, la sismicité de la période postérieure à 1919 était considérée comme bien connue par le BRGM qui ne jugeât pas nécessaire de la réviser dans le cadre du premier contrat de la carte sismotectonique de France. C'est à la fin du premier contrat que Vogt, responsable du projet se rendit compte que ces données plus récentes étaient entachées d'autant d'approximations que les données anciennes pour lesquelles il venait d'effectuer une revisite complète. Il relate ainsi dans un article autobiographique que :

*« des informations recueillies çà et là firent apparaître des incohérences et des insuffisances en nombre croissant, raison pour laquelle s'imposa un coup d'œil aux dossiers d'enquête, heureusement conservés à l'Institut de Physique du Globe de Strasbourg »<sup>480</sup>*

La revisite des données de la période instrumentale a été confiée à Jérôme Lambert, du BRGM, lors du deuxième contrat de la carte sismotectonique entre 1979 et 1982. Là encore, les erreurs et les imprécisions constatées sur les données strasbourgeoises possédées et exploitées par Rothé sont très nombreuses<sup>481</sup>. Ainsi Lambert constate que sur 68 séismes de la période 1919-1974, 325 corrections sur les valeurs d'intensité ont été effectuées, 2 corrections sur les identifications (dates ou heures), 1500 ajouts de données et 25 ajouts d'identifications (séismes nouveaux). Pour l'auteur, ces chiffres montrent à eux seuls l'évidente nécessité de la tâche entreprise ainsi que son ampleur jusqu'ici insoupçonnée<sup>482</sup>. L'échec des études macrosismiques révélé par le travail du BRGM est tel qu'il a engendré la déposition de la responsabilité de ces études du BCSF au profit du BRGM en 1981. Le projet de la carte sismotectonique conduit à une refonte complète des données historiques, instrumentales et géologiques permettant l'évaluation de l'aléa en France. Entre 1977 et 1987, au cours des trois contrats successifs, le BRGM fournit une quantité importante de nouvelles données concernant tous les sites nucléaires français et conduisant dans de nombreux cas à revoir l'évaluation des séismes de référence. En plus de ces apports directs il a également pour conséquence d'introduire au sein des acteurs du nucléaire concernés par le risque sismique une conscience latente des problèmes liés à la caractérisation des séismes anciens et à leur rattachement à la géologie. Ainsi, des études spécifiques sont conduites jusque dans les années 2000 pour revoir la sismicité de certains grands séismes historiques<sup>483</sup>.

---

<sup>480</sup> Jean Vogt, « Bref historique des enquêtes macrosismiques en France, dans leur contexte, avec quelques exemples de pays voisins », Travaux du Comité français d'Histoire de la Géologie, Comité français d'Histoire de la Géologie, 2003, 3e série (tome 17), p.175-192.

<sup>481</sup> Jérôme Lambert, « Fichier informatique de sismicité historique : bilan partiel des intégrations liées au contrôle des archives du Bureau central sismologique français », BRGM, Note technique N°82, septembre 1982 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°217972).

<sup>482</sup> Ibid.

<sup>483</sup> En particulier le séisme de Manosque du 18<sup>e</sup> siècle a fait l'objet d'une étude spécifique par Grégory Quenet pour le compte de l'IRSN (Quenet, G. (2002). Les apports de la critique historique à la sismicité historique. In R. MARICHAL

De plus, la base de données informatisée constituée lors du dernier contrat avec le BRGM est gérée par les experts du CEA, qui ont la charge de maintenir à jour les connaissances sur les séismes historiques français.

Lors de la réunion du Groupe permanent du 12 juillet 1978, qui a pour but de valider le chapitre « Site » du rapport provisoire de sûreté, c'est de la nouvelle évaluation des séismes historiques par Jean Vogt qu'il est question. Les trois essais sismiques historiques de 1773, 1873 et 1934 sont toujours les événements de référence pour qualifier la sismicité de la région du Tricastin. Toutefois, le BRGM attribue des valeurs d'intensités épicentrales différentes de celles qui prévalaient auparavant pour ces trois essais<sup>484</sup> :

- Intensité VII-VIII MSK pour l'essai de 1934, contre VII pour EDF, VII-VIII pour DSN
- Intensité VII-VIII MSK pour l'essai de 1873, contre VII pour EDF, VII-VIII pour DSN
- Intensité VIII MSK pour l'essai de 1773 contre VII pour EDF et DSN

L'essai sismique retenu comme le plus impactant par le Groupe de travail EDF-CEA, notamment pour la définition d'un spectre adapté au site, est celui de 1934, celui de 1873 ayant un foyer sismique plus profond et celui de 1773 ayant un épicycle plus lointain. Dans son avis rendu au Groupe permanent, les experts du CEA estiment que, malgré la valeur proposée par le BRGM, il n'y a pas lieu de revenir sur la valeur maximale de l'intensité retenue pour l'essai sismique de 1934. EDF juge cette intensité au niveau VII sur l'échelle MSK et les experts du CEA, bien que préférant l'intensité VII-VIII, « ne jugent pas déraisonnable la position d'EDF ». L'argument avancé est toujours le même, à savoir que l'intensité maximale a été observée sur la commune de Clansayes, qui est disposée à flanc de colline, sur un sol de mauvaise qualité, avec des constructions probablement vétustes au moment d'une succession de séismes, est potentiellement surévaluée. Le rapport des experts du CEA conclut alors qu'il n'y a pas lieu de remettre en cause l'intensité du séisme majoré de sécurité de niveau VIII MSK.

Lors de la réunion du Groupe permanent, Agnès Levret, nouvelle sismologue au CEA, précise que la méthode de détermination de l'intensité macrosismique présente une certaine marge d'imprécision que l'on peut évaluer de l'ordre du ½ degré<sup>485</sup>. Jean-Marc Oury<sup>486</sup>, adjoint du nouveau chef de l'organe administratif de sûreté Christian de Torquat, nommé en 1977 suite à la démission de Servant (Foasso, 2003), précise que :

*« Le BRGM ne souhaite pas que la carte sismotectonique soit utilisée de façon brutale, car elle répond à une nécessité d'avoir une vision synthétique pour l'ensemble de la France et, en*

---

(Ed.), Archéosismicité et sismicité historique : Contribution à la connaissance et à la définition du risque (p. 91-105): Groupe APS.)

<sup>484</sup> Lettre du BRGM envoyée à l'autorité de sûreté en date du 6 juin 1978, BRGM-SGN/GEG/RN n°127

<sup>485</sup> Ministère de l'Industrie et de la Recherche, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Compte-rendu de la réunion du Groupe permanent en charge des réacteurs nucléaires en date du 12 juillet 1978 », GPR/78-430, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°285930)

<sup>486</sup> Jean-Marc Oury est ancien élève de l'École normale supérieure, agrégé de mathématiques et ingénieur au corps des Mines (Garçon & Belhoste, 2013).

*effet, les méthodes utilisées ne sont pas fiables au ½ degré près. On se couvre précisément de ce genre d'incertitudes en ajoutant arbitrairement 1 degré au niveau du SMS »<sup>487</sup>*

Au vu de ces remarques et de l'accord du DSN, Tanguy, nouveau président du Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs, conclut qu'aucun élément nouveau ne permet de remettre en cause le séisme majoré de sécurité. De ce fait, la section « sismologie » du chapitre « Site » du rapport provisoire de sûreté est validée. Par ailleurs, le Groupe permanent indique dans ses conclusions que les recommandations et demandes d'études faites au Groupe de travail lors de la réunion du Groupe permanent de juillet 1977, notamment par rapport à la construction d'un spectre adapté au site, sont toujours attendues.

Lors de la réunion de Groupe de travail EDF-CEA du 24 novembre 1978, les membres font le point sur l'état d'avancement des études concernant le site du Tricastin, dont la problématique a été quelque peu reléguée au second plan depuis la réunion du Groupe permanent de juillet 1977. Jacques Betbeder-Matibet, expert d'EDF devenu co-président du Groupe de travail avec Candès, et Plichon, qui a quitté EDF pour intégrer le bureau d'étude SOFINEL<sup>488</sup> tout en conservant sa place au sein du groupe, présentent les différentes études conduites et en cours qu'EDF compte apporter en réponse aux demandes du Groupe permanent. La première est celle menée par Nicholas Ambraseys en 1975 et qui porte sur la construction d'un spectre adapté à un séisme superficiel tel qu'il est susceptible d'advenir au Tricastin (magnitude 4,5 et profondeur 3 km). La seconde est une étude en cours, dont les résultats sont attendu courant 1979, conduite par Nathan Newmark, le spécialiste au fondement de la démarche réglementaire américaine depuis le milieu des années 1960 (Meehan, 1984 ; Okrent, 1981). Cette étude vise à étudier le comportement d'une centrale nucléaire du type de Tricastin au séisme de Stone Canyon 1972 (M= 4,6 ; 0,7g), à partir de l'enregistrement de Melendy Ranch à 6 km de l'épicentre normalisé à 0,5g. Lors de la réunion, Christian Houzé<sup>489</sup>, chef de division à l'organe administratif de sûreté nucléaire depuis 1977, précise qu'il faudrait que le Groupe de travail établisse un document affichant officiellement son positionnement sur la robustesse de la centrale du Tricastin, dans le cadre de la rédaction du décret d'autorisation de démarrage de la centrale. Il met en avant que :

*« Monsieur Houzé souligne qu'un document, même provisoire, est nécessaire pour appuyer le décret d'autorisation de démarrage des installations »<sup>490</sup>*

Cette note est rédigée par les deux présidents du Groupe de travail, jointe au compte-rendu de réunion et envoyée à l'organe administratif de sûreté nucléaire du ministère de l'Industrie. Elle se nomme sobrement « *Point des travaux effectués dans le cadre du GT/séismes CEA-EDF* »

---

<sup>487</sup> Ibid., p.2

<sup>488</sup> La Société française d'ingénierie électronucléaire et d'assistance à l'exportation (SOFINEL) est créée en 1976 par EDF et Framatome (respectivement 55% et 45% du capital) pour doter la France d'une structure d'ingénierie permettant d'appuyer l'exportation de centrales nucléaires clés en main par l'industrie française. La société est toujours en activité et a accompagné tous les projets de construction de centrales nucléaires par des entreprises françaises.

<sup>489</sup> Christian Houzé est ingénieur civil et ingénieur du corps des Mines depuis 1972.

<sup>490</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 24 novembre 1978 au CEN-FAR », p.4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°285930)

concernant la centrale de Tricastin »<sup>491</sup>. Cette note de deux pages et la figure associée jouent un rôle essentiel dans l'autorisation de démarrage de la centrale nucléaire. Tout d'abord, la note précise que sur la base de l'étude des données historiques le site du Tricastin est menacé par deux types de séisme. Le séisme de « Type I » se rapporte à l'essaim sismique de 1934 et correspond à un séisme de faible profondeur (< 3km) associé aux failles de la rive gauche du canal de Donzère-Mondragon qui borde le site et d'intensité VII MSK. Le séisme de « Type II » correspond à un séisme plus profond (de l'ordre de 10 km), mais de magnitude légèrement supérieure pour une intensité équivalente de VII MSK. La note poursuit en stipulant que la détermination des spectres associés à ces deux types de séismes est un problème difficile en raison de la rareté et de la dispersion des données disponibles. Toutefois, sur la base d'une mise à jour de la méthode des magnitudes du rapport DSN N°50, le groupe de travail est en mesure de proposer un spectre pour le séisme de type II, mais pas pour le séisme de type I<sup>492</sup>.

À partir d'une comparaison de spectre et compte tenu des preuves apportées par EDF lors de l'examen du dossier de vérification de la tenue de la centrale nucléaire au spectre DSN 0,3g, le groupe de travail fait part de sa conviction dans la robustesse parasismique de la centrale à un séisme adapté au site de type II<sup>493</sup>. Par contre, il stipule qu'il n'est pas en mesure pour le moment de proposer un spectre correspondant au séisme de type I. Toutefois, il est précisé dans la note que pour apporter des éléments permettant d'acquiescer la conviction dans la robustesse parasismique de la centrale à un séisme de type I, plusieurs études ont été engagées<sup>494</sup>.

D'après le Groupe de travail, ces actions devraient apporter, avant la date prévue pour le chargement en combustible radioactif du premier réacteur de la centrale, de nombreux éléments permettant de mieux cerner le degré de sûreté de la centrale vis-à-vis des séismes de type I. De plus, ils considèrent que ce type de séisme n'occasionne généralement pas de dégâts très importants (intensité dépassant rarement VII) du fait notamment de leur durée très courte. Enfin des effets modérés qu'on peut attendre sur une structure lourde implantée sur un sol de module élastique peu élevé (10 000 bars). Au vu de tous ces éléments, le Groupe de travail conclut par avance dans la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin à un séisme de Type I :

---

<sup>491</sup> Ibid, annexe 1

<sup>492</sup> Ibid. annexe 1, p.1

<sup>493</sup> Ibid. annexe 1, p.2

<sup>494</sup> Le rassemblement des données relatives à des séismes du système alpin, parmi lesquels se trouve une cinquantaine de séismes de faible magnitude et faible profondeur est entrepris par les experts du CEA en collaboration avec Nicholas Ambraseys ; EDF a demandé au professeur Newmark une étude sur le comportement d'un bâtiment réacteur type CP1 à partir des paramètres du séisme de MELENDY RANCH (spectre normalisé à 0,5g) ; une évaluation des caractéristiques de transmission par le sol de TRICASTIN (couche très superficielle vis-vis des hautes fréquences) a été décidée à l'initiative d'EDF au moyen du programme SHAKE ; des études de comportement de structures en béton sur table vibrante sont effectuées au DENT.

« Le groupe estime que la prise en compte d'un tel séisme n'est pas de nature à mettre en cause le dimensionnement de la centrale de TRICASTIN »<sup>495</sup>

Cette décision et cette note ont une importance primordiale. En effet, 12 décembre 1978, lors d'une réunion du Groupe permanent traitant d'un autre aspect du rapport provisoire de la centrale du Tricastin, ses membres jugeaient, sur la base la note du Groupe de travail, que la problématique sismique du site de Tricastin était terminée. Dans une réunion du Groupe de travail, Christian Houzé, représentant de l'organe administratif de sûreté dans le Groupe de travail et dans le Groupe permanent, relate que le Groupe permanent a interprété favorablement l'avis du Groupe de travail EDF-CEA et estimé que les problèmes sismologiques étaient réglés. Houzé n'est pas d'accord avec cette façon d'interpréter l'avis du Groupe de travail qui contient beaucoup d'attendus et de réserves<sup>496</sup>.

Houzé soulève lors de la réunion son désaccord à considérer les problèmes sismiques de la centrale du Tricastin terminés sur la base de la note rédigée par le Groupe de travail. Son argument central tient au fait que cette note fait état de nombreuses études en cours et d'une certaine incertitude sur la robustesse parasismique de la centrale face à un séisme superficiel. Les deux coprésidents du Groupe de travail, Candès et Betbeder-Matibet suggèrent alors que Candès s'entretienne personnellement avec le président du Groupe permanent, Tanguy pour discuter de cette question. Je n'ai pas retrouvé la trace de cet entretien, mais lors de la réunion suivante du Groupe de travail EDF-CEA, en date du 6 février 1979, la question semble bien close. Ainsi peut-on lire dans le compte-rendu de la réunion que :

« Site du Tricastin : Après discussion, les conclusions du Groupe de travail du 24 novembre 1978 sont considérées comme définitives »<sup>497</sup>

Et effectivement, le dossier ne sera pas rouvert avant le démarrage de la centrale. Lors de la dernière réunion du Groupe permanent sur le rapport provisoire de sûreté de la centrale du Tricastin, le 26 juillet 1979, le Groupe permanent fera référence précisément à la note du Groupe de travail du 24 novembre pour rendre un avis favorable sur la robustesse parasismique du projet<sup>498</sup>. L'accord définitif du Groupe permanent pour le chargement du combustible du réacteur 1 de la centrale du Tricastin est délivré le 14 mai 1980, avec une poignée de recommandations subsistantes, mais dont aucune ne fait mention de la menace sismique. Avec cet avis est validée *de facto* la robustesse parasismique des centrales nucléaires du palier 900 MWe face à un séisme caractéristique français.

---

<sup>495</sup> Ibid.

<sup>496</sup> Garnier, « Groupe de travail CEA-EDF sur les séismes : Compte-rendu de la réunion du 11 janvier 1979 », EDF/SEPTEN, E-SE/GC 79-40, p.3 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°285930)

<sup>497</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 6 février 1979 », p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°285930)

<sup>498</sup> Ministère de l'Industrie et de la Recherche, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Compte-rendu de la réunion du Groupe permanent en charge des réacteurs nucléaires portant sur la révision des conclusions du Groupe permanent relatives à l'examen du rapport DSN N°211 en date du 26 juillet 1979 », GPR/79-527, p.3 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°285930)



En conclusion, il faut retenir que la double exploration de la sismicité et du comportement de l'objet technique sous séisme a permis de refonder la conviction dans la robustesse parasismique de la centrale de Tricastin. À l'origine conçu pour résister au mouvement sismique représenté dans le spectre EDF 0,2g, la robustesse de l'objet technique a pu être progressivement démontrée pour des mouvements sismiques relatifs au spectre DSN 0,3g qui a une forme très différente, beaucoup plus riche en mouvement hautes fréquences. Cette démonstration est passée par une refonte complète de la chaîne de transformations entre séisme et centrale rendue possible en étudiant l'objet technique comme un objet naturel pour en dégager des capacités de résistance qui étaient, selon les acteurs, logées dans les différentes marges de sécurité utilisées dans la pratique pour la conception des bâtiments et des équipements. Corrélativement, la suffisance des deux spectres pour couvrir l'ensemble des mouvements sismiques susceptibles de survenir sur le site a nécessité de revoir complètement la sismologie. À l'origine, à la fin de l'année 1974, il y avait un profond désaccord sur l'intensité sismique à retenir pour le séisme majoré de sécurité. La reprise de l'évaluation des intensités sismiques des séismes historiques par les experts d'EDF puis d'EDF et du CEA au sein du Groupe de travail a permis de diminuer l'intensité maximale du site au niveau pris en compte par EDF à l'origine. Un deuxième désaccord profond venait de la nécessité de considérer la spécificité des séismes français par rapport aux séismes californiens utilisés dans la conception et en particulier leur richesse en hautes fréquences due à leur faible profondeur. Au début, les spectres hautes fréquences donnant des accélérations du sol beaucoup plus élevées en hautes fréquences que le spectre de dimensionnement remettaient en cause le bien-fondé de la conception du génie civil et des équipements du modèle standardisé de centrale EDF. Ainsi, les experts d'EDF se montraient très opposés à leur utilisation. Mais les preuves s'accumulant, ils n'ont eu d'autre choix que d'admettre la nécessité d'en tenir compte pour obtenir la conviction partagée dans la robustesse parasismique de leur centrale. Pendant 3 ans s'est alors engagé un travail scientifique, au sein du groupe de travail mixte EDF-CEA, de construction d'une démonstration de robustesse de la centrale à ce type nouveau de séisme. Cela est passé d'une part par l'utilisation d'un spectre hautes fréquences jugé « raisonnable » (le DSN 0,3g), deux fois moins élevé que le spectre obtenu par une évaluation strictement scientifique, pour étudier les conséquences de ce type de mouvement sur la centrale. Malgré de nombreux dépassements, en termes d'action mécanique, des niveaux de conception et de nombreuses incertitudes, un consensus a fini par émerger sur la probable résistance de la centrale à ce spectre. Par la suite, l'aléa sismique caractéristique de la région du Tricastin a été divisé en deux types pour découpler la démonstration. Le premier type correspond à des séismes relativement profonds (de l'ordre de 10 km contre 30 km en Californie) représentés par le spectre DSN 0,3g et vis-à-vis desquels la robustesse de la centrale est jugée acquise. Le deuxième type correspond à des séismes superficiels (moins de 3 km) pour lesquels la robustesse n'est pas démontrée *stricto sensu*, mais dont un rassemblement de bribes d'arguments permet au Groupe de travail de se convaincre de leur probable innocuité.

## 4.2. Surmonter les tensions entre conception et démonstration de la robustesse

Entre 1975 et 1978, le traitement des questions de robustesse parasismique a été progressivement délégué au seul Groupe de travail mixte EDF-CEA dans le but de garantir une meilleure objectivité scientifique et une meilleure neutralité axiologique, ou devrait-on dire unité axiologique, entre les différents organismes de l'arène subpolitique par la construction collaborative des solutions techniques. Le jeu entre les différentes institutions qui ont fait valoir leurs contraintes propres dans l'arène au tournant de l'année 1975 venait polluer, en quelque sorte, le dialogue technique. D'un côté, EDF faisait valoir le réalisme industriel du programme nucléaire. D'un autre côté, le Département de sûreté et le Groupe permanent défendaient le fondement scientifique de la sûreté. Enfin, du côté de l'organe administratif de sûreté, c'est la mise en place d'une organisation du système de régulation du risque nucléaire fondée sur l'ouverture et la réglementation qui est l'enjeu, semble-t-il, central. Le grand écart entre ces trois pôles devenait intenable et l'instauration de la robustesse parasismique par le dialogue technique impossible. C'est ainsi qu'à la fin de l'année 1974, la situation se crispe sur un positionnement indéfendable, dont le cas de la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin est une illustration. En effet, au début de l'année 1975, trois centrales et 12 réacteurs sont en cours de réalisation. Aucune réglementation pour la prise en compte du risque sismique n'est stabilisée. L'organe administratif de sûreté entend mettre en place un groupe de travail élargi pour rédiger une réglementation publique officielle à laquelle même les centrales déjà construites devront répondre. En attendant, les organismes d'expertise jugent les hypothèses de conception sur la base des pratiques passées. Les hypothèses de conception de la centrale de Tricastin sont alors jugées insuffisantes, mais EDF est autorisée à poursuivre la réalisation du projet sur la base des hypothèses précédentes. Quand la méthodologie officielle sera arrêtée, il sera alors possible de mieux juger de la réalité de l'insuffisance des hypothèses de conception d'EDF et, si tel était le cas, des travaux seraient réalisés. Cette situation est intenable. Aussi bien pour les organismes de sûreté qui voient leur idéal de fondement scientifique de la sûreté bafoué, que pour EDF qui ne peut s'engager, sur un plan économique, à modifier complètement ses installations après construction. Il en est ainsi également pour l'organe administratif de sûreté, qui voit la mise en place de son système de régulation idéal incompatible avec la réalité du programme industriel déjà amorcé. La situation au cours de l'année 1975 se tend, chaque acteur institutionnel se figeant sur ses contraintes et volontés propres. EDF ne modifiera pas ultérieurement sa centrale, le Groupe permanent ne laissera pas le gouvernement autoriser son démarrage, l'organe administratif de sûreté ne prendra pas parti et continuera à s'appuyer sur des tiers pour fonder une réglementation qui agira *ex post*.

Le Groupe de travail mixte EDF-CEA est alors apparu comme un moyen idéal pour revenir à une régulation de la sûreté sur une base technique et scientifique, en faisant valoir le consensus entre les différents acteurs dans un esprit collaboratif comme principe de fonctionnement, loin des frictions institutionnelles. Ce mode de fonctionnement correspond si bien à l'idéal de régulation prôné par les membres du Groupe permanent et du Département de sûreté, que les positionnements et propositions élaborés au sein du groupe de travail mixte ont force de loi et ne sont progressivement plus soumis à l'examen d'un œil extérieur. Ainsi, pour le cas de la centrale du Tricastin si conflictuel en 1974 et 1975, le simple avis du Groupe de travail, même entaché de grandes incertitudes et d'espoirs, suffit au Groupe permanent pour donner son autorisation au démarrage de la centrale en 1979. Le Groupe permanent accepte alors volontiers de déléguer son pouvoir décisionnel à un groupe de travail *ad hoc* pourvu que celui-ci fonctionne comme une communauté aux pratiques univoques. Cependant, cette délégation de pouvoir a conduit à faire examiner au sein du Groupe de travail EDF-CEA de plus en plus d'aspects liés à la robustesse parasismique, dont certains ne sont plus simplement scientifiques, mais répondent à des enjeux industriels. Ainsi, l'évaluation de l'aléa sismique dans le choix des nouveaux sites nucléaires ainsi que la définition des bases de conception des nouveaux modèles de réacteurs sont passées par l'examen du Groupe de travail. Ces questions et les réponses apportées étant intimement liées au développement industriel du programme électronucléaire français, des représentants de l'organe administratif de sûreté ainsi que des représentants des Régions d'équipements et de la direction d'EDF sont occasionnellement invités au Groupe de travail lors de réunions dites « élargies ». Au début, la frontière est respectée entre les réunions restreintes du Groupe de travail qui portent essentiellement sur les aspects scientifiques et méthodologiques et les réunions élargies qui traitent de cas particuliers et qui débouchent sur des décisions. Rapidement, cette frontière s'estompe, la présence d'un représentant de l'organe administratif de sûreté se pérennise et surtout la défense de positions s'impose dans les discussions en fonction des attachements institutionnels de chacun. Si bien, qu'au tournant de l'année 1979-1980, les représentants des Régions d'équipements ou de la direction d'EDF sont invités, mais ne se déplacent plus pour assister aux réunions « élargies », laissant les représentants permanents d'EDF défendre la position institutionnelle.

Au moment même où le Groupe de travail tient sa légitimité du point de vue du Groupe permanent et de l'organe administratif de sûreté, les enjeux qui ont jadis pollué le Groupe permanent s'immiscent subrepticement au sein du groupe de travail, venant tarir de la même façon l'idéal d'objectivité scientifique. Ce qui est étudié dans cette section est précisément ce processus de mélange des genres au sein du Groupe de travail, entre développements scientifiques et décisions politiques. Dans un premier temps, c'est la délégation de la charge de la conviction dans la robustesse à un groupe de scientifiques qui a eu une incidence sur les décisions industrielles. Tandis que, dans un second temps, l'immixtion des problématiques industrielles a influencé la revisite de la méthodologie d'évaluation de l'aléa sismique en y intégrant ses propres prérogatives. Enfin, ce mélange des genres a résulté en

une règle technique pérennisant un *statut quo* réemployable à l'envie pour la validation des rapports définitifs de sûreté et intronisant la nouvelle forme de robustesse parasismique comme standard.

#### 4.2.1. Influence de l'approche scientifique des problèmes sismiques sur les impératifs industriels

Avec la délégation progressive du pouvoir de décision au Groupe de travail EDF-CEA sont venues s'immiscer dans les réunions des problématiques moins scientifiques et plus industrielles. En particulier, la période 1977-1980 est marquée par deux enjeux industriels majeurs : le choix des futurs sites nucléaires et le dimensionnement parasismique des nouveaux modèles de réacteurs. Pendant cette période, une vingtaine de sites nucléaires sont expertisés par le Groupe de travail<sup>499</sup>, dont certains ne seront pas retenus, pour des raisons de contestation (Plogoff en Bretagne par exemple) et d'autres pour des raisons de sûreté, notamment face au risque sismique (Le Pellerin à mi-chemin entre Nantes et Noirmoutier)<sup>500</sup>. Ce qu'il va être vu dans cette section, c'est la façon dont la méthode développée par les experts du CEA pour construire un spectre adapté à la sismologie française a influencé certains choix industriels.

Le choix de nouveaux sites pour l'implantation de centrales nucléaires est l'occasion pour les membres du Groupe de travail EDF-CEA de mettre en application la méthode des magnitudes, telle que présentée dans le rapport DSN N°50, pour la fabrication de spectre adapté au site à partir des nouvelles données issues du travail du BRGM dans le cadre du projet de carte sismotectonique pour la France. Bien qu'elle ne soit pas présentée de façon aussi ordonnée dans le rapport DSN N°50 de 1974, la méthode d'évaluation de l'aléa sismique proposée par les experts du CEA à partir de ce rapport, en 1979, est pour un site particulier la suivante :

1. Établissement de la liste des séismes historiques de la région du site
2. Rattachement des séismes historiques à des structures géologiques et détermination des provinces sismotectoniques autour du site
3. Déplacement des épicentres, au sein des provinces, au plus près du site

---

<sup>499</sup> Un résumé de l'évaluation de l'aléa sismique de ces sites est présenté dans le, Faure, J., Ferrieux, H., Levret, A. et Mohammadioun, B., « L'évaluation du séisme majoré de sécurité pour les centrales nucléaires en France, Bilan à la date du 1er janvier 1980 », Rapport technique SESR N°14 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°285930)

<sup>500</sup> L'histoire de l'abandon du site du Pellerin, dit aussi « Projet de centrale nucléaire du Carnet », est longue et mériterait un développement plus élaboré. En effet, entre le début du projet en 1971 et son abandon définitif en 1997, de nombreux rebondissements ont eu lieu, et cette histoire est par ailleurs très imbriquée avec celle des luttes antinucléaires (Topçu, 2013). L'épisode qui m'intéresse ici est celui de la problématique de sûreté du site. De façon schématique, c'est la proximité de la ville de Nantes, situé 20km à l'est du site sous les vents dominants d'ouest qui fait redouter des conséquences trop importantes en cas d'accident. La situation relativement mauvaise du site, du point de vue sismique notamment, est un argument jouant en sa défaveur. La démission de Jean Servant, chef de l'autorité de sûreté, en 1977, fait en grande partie suite à la décision d'EDF et du ministre de l'Industrie, André Giraud, de conserver ce site malgré l'avis défavorable de l'autorité de sûreté (<https://www.ina.fr/video/CAB8002028401/securete-nucleaire-video.html>).

4. Détermination du séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV) à partir des intensités maximales ressenties sur le site après déplacement des séismes historiques
5. Détermination du séisme majoré de sécurité (SMS) par majoration d'un degré d'intensité du SMHV :  $SMS = SMHV + 1$
6. Détermination des paramètres physiques du SMS
7. Établissement du spectre de réponse synthétique du SMS à partir de la formule Johnson, avec ou sans modulation des coefficients empiriques de la formule

En guise de remarque liminaire, ce séquençage d'action est appelé, par les membres du Groupe de travail, « méthode sismotectonique » et non plus « méthode des magnitudes ». Cette nouvelle appellation vise à mettre en avant le fait que l'évaluation de l'aléa sismique se fonde sur des données sismiques et géologiques, tandis que la terminologie « méthode des magnitudes » ne renvoie qu'à la dernière étape pour la construction du spectre.

L'étude des différents sites, situés soit dans des régions connues comme la vallée du Rhône, mais également dans des régions encore loin des radars de l'industrie nucléaire comme le site de Blayais en Gironde, de Cattenom à la frontière du Luxembourg, ou de Golfech dans le sud-ouest de la France, permet de faire ressortir de nombreuses limites à la méthode envisagée. En théorie, la carte sismotectonique du BRGM doit permettre la conduite des 3 premières étapes de la méthode de façon mécanique et homogène sur tout le territoire. En pratique toutefois, les différentes régions sont caractérisées par des données et des types de provinces très différentes. Dans un rapport qui fait le bilan de l'évaluation des sites nucléaires en 1980, les experts du CEA précisent ainsi qu'il existe trois types de provinces. D'abord la vallée du Rhône et celle du Rhin, soit 7 sites (Fessenheim, Bugey, Creys–Malville, Saint-Alban, Cruas, Tricastin, Saint-Etienne-des-sortis, ce dernier ayant été abandonné), caractérisées par des provinces de taille très limitées, définies à partir de la sismicité historique et par des études géologiques très fines. En particulier, la vallée du Rhône est découpée en très petites provinces, presque de la taille du rayon macrosismique des séismes historiques. Par exemple, le site du Tricastin est cerné de trois essais sismiques historiques, mais aucun n'est considéré comme appartenant à la province du site nucléaire lui-même et les épicentres ne sont donc pas déplacés à l'aplomb du site (cf. Figure 23). Ensuite, les sites des bassins sédimentaires qui correspondent à de grandes provinces considérées comme homogènes. C'est le cas des sites de Nogent-sur-Seine, Dampierre-en-Burly, Belleville, Saint-Laurent-des-Eaux, Chinon, Penly, Paluel, Blayais et Gravelines. Enfin, les sites du Massif armoricain conduisent à définir des unités fondées sur l'histoire pétrographique et structurale des régions du grand Ouest, ce qui amène à la construction de régions de taille intermédiaires. C'est le cas des sites du Pellerin, de Plogoff ou de Flamanville.

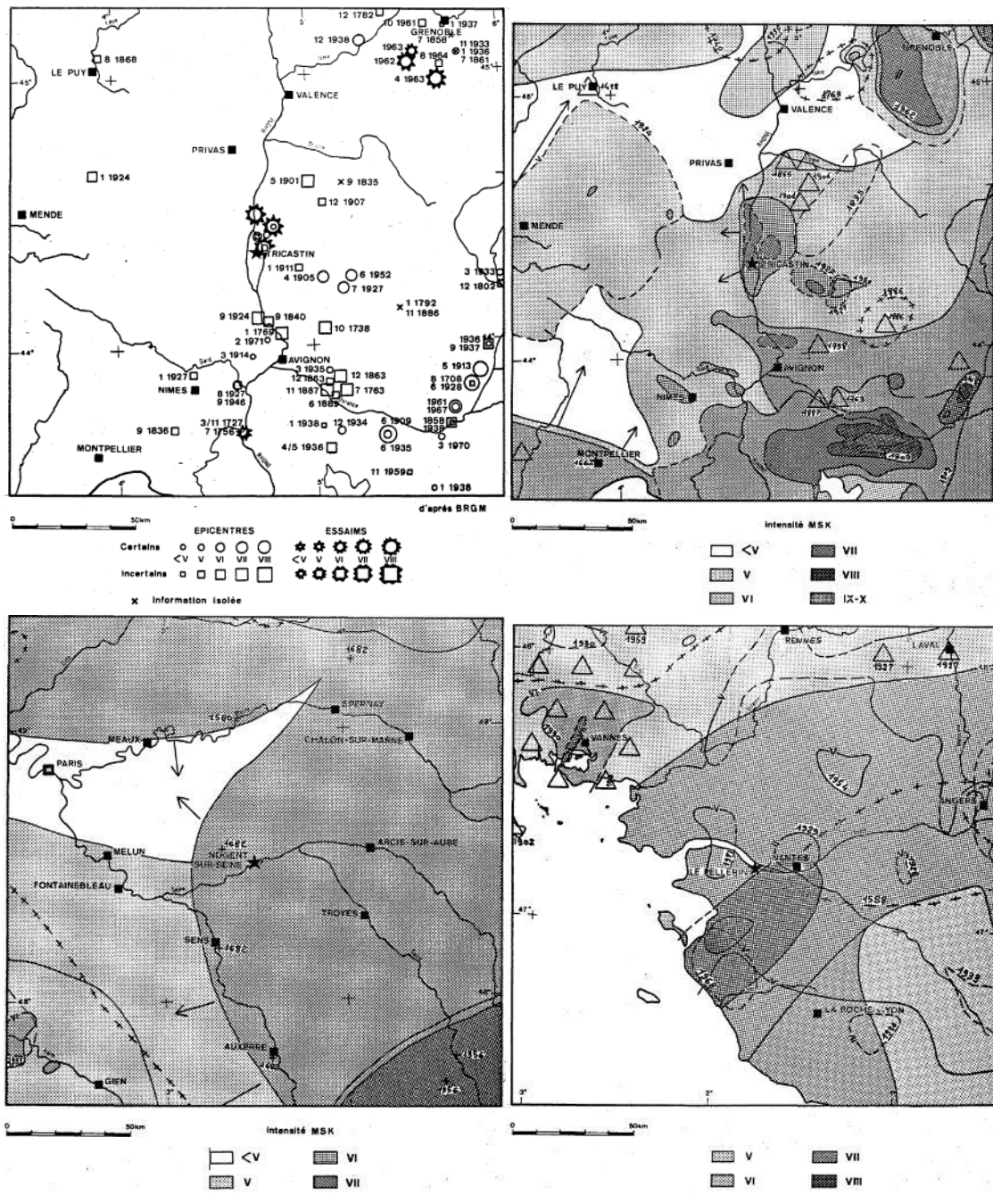


Figure 23 : Carte BRGM des épicentres du site du Tricastin (en haut à gauche) et cartes BRGM des provinces sismotectoniques du Tricastin (en haut à droite), Nogent-sur-Seine (en bas à gauche) et du Pellerin (en bas à droite) (source : Faure, J., Ferrieux, H., Levret, A. et Mohammadioun, B., « L'évaluation du séisme majoré de sécurité pour les centrales nucléaires en France, Bilan à la date du 1er janvier 1980 », Rapport technique SESR N°14, p.103-105 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215452))

La différence de taille entre les types de provinces provient en partie de la profondeur des foyers sismiques et de la connaissance de la géologie. En effet, il est estimé par les agents du DSN que la géologie française est très bien connue pour les profondeurs superficielles et profondes (>4 km et plus de 30 km), mais moins dans l'intervalle, alors que la plupart des séismes ont leur foyer précisément dans cet intervalle moins connu du sous-sol français. De



la sorte, les séismes sont rattachés aux données géologiques disponibles, qui varient selon les régions. Les séismes relativement superficiels de la vallée du Rhône peuvent être rattachés à des particularités géologiques de surface, voire même des systèmes de failles, tandis que les séismes du grand Ouest sont rattachés à des structures géologiques profondes de taille variable, mais pouvant être importante et les provinces sismotectoniques du centre de la France sont caractérisées par l'homogénéité de grands bassins sédimentaires<sup>501</sup>. Par ailleurs, même dans le cas des plus grandes provinces établies pour la France, celles-ci sont toujours nettement plus petites que celles utilisées aux États-Unis qui engendrent des déplacements d'épicentre sur plusieurs centaines de kilomètres. Dans la pratique française, ces déplacements, pour l'établissement du SMHV, se font sur des distances plus faibles : ce transfert a lieu sur moins de 50 km (Bugey 40 km, Chinon 20 km et 50 km, Cruas 15 km, Paluel 15 km, Pellerin 50 km, etc.). Il ne dépasse cette distance que dans quelques cas, tels Flamanville où il est de l'ordre de 60 km et de Gravelines où il atteint 110 km.

La définition des provinces sismotectoniques est reconnue par les membres du Groupe de travail comme une problématique importante qui a émergée lors de l'application du DSN N°50. En particulier, la taille des provinces sismotectoniques retenues par EDF est considérée comme généralement trop petite par les représentants du DSN, bien que ces derniers concèdent que cela provient d'un compromis rendu nécessaire par les données disponibles. Les positions des deux organismes sont révélées lors de deux réunions successives du groupe de travail en juin et septembre 1980 :

*« Les représentants du DSN constatent qu'il existe un problème fondamental dans la détermination des provinces sismotectoniques, souvent réduites, dans les analyses d'EDF, à la dimension d'un timbre-poste [...] à l'usage il s'est créé un modus vivendi, car en réalité il n'y a pas de désaccord sur le fond. Toutes les difficultés étant nées de l'interprétation des données, qui sont, c'est le moins que l'on puisse dire, peu précises.*

*EDF pense que, bien que la notion de province sismotectonique paraisse assez claire, on est totalement incapable d'apporter la moindre justification logique au choix que l'on fait de telle ou telle frontière. En France et plus généralement en Europe de l'Ouest, il y a peu de séismes et pas d'accident actifs visibles en surface, par contre, on a une bonne connaissance historique de la sismicité ; on est donc conduit à choisir des provinces extrêmement petites et fortement dépendantes de l'interprétation de la sismicité historique »<sup>502</sup>*

La pratique des membres du Groupe de travail dans la définition des provinces sismotectoniques tend alors à faire prévaloir les données de la sismicité historique plutôt que la définition géologique de provinces homogènes. Cette focalisation sur la sismicité historique a engendré la réduction de la taille des provinces, parfois limitée à la taille du rayon d'impact du séisme compte tenu des incertitudes relatives au positionnement de son

---

<sup>501</sup> Faure, J., Ferrieux, H., Levret, A. et Mohammadioun, B., « L'évaluation du séisme majoré de sécurité pour les centrales nucléaires en France, Bilan à la date du 1er janvier 1980 », Rapport technique SESR N°14, p.3-4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)

<sup>502</sup> Plichon, « Réunion du Groupe de travail EDF/CEA : compte-rendu du 27 juin 1980 », E-SE/GC 80-24, p.3 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)

épicentre. L'argumentation autorisant la définition de provinces de taille réduite est précisée dans la réunion suivante :

*« Les représentants du DSN constatent que l'introduction de petites provinces a été préconisée, comme le reconnaît le document EDF/DGG pour aboutir à une détermination réaliste du SMS, compte tenu de la procédure de détermination du SMHV »<sup>503</sup>*

La marge de sécurité forfaitaire séparant le SMS du SMHV, dont ne voulait pas EDF à l'origine est désormais mise en avant par EDF pour couvrir l'effet potentiellement trop optimiste de la définition de petites provinces. Mieux encore, la majoration d'un degré d'intensité est prise en compte par avance, dans la détermination des provinces sismotectonique. Le positionnement défendu par EDF est d'aboutir à un SMS réaliste et pour cela d'établir un SMHV au plus juste. Cette même logique dans l'utilisation stratégique de la marge conduisant à la définition du SMS, se retrouve dans l'établissement de l'intensité de référence des séismes. Dit autrement, la marge procurée par le séisme majoré de sécurité (plus un en intensité) autorise à ne pas tenir compte des incertitudes dans l'évaluation du ou des séismes historiques de référence pour un site. L'incertitude autour de leur localisation et de leur intensité épiscopale n'est pas prise en compte et l'exploitant cherche à déterminer un aléa au plus juste, le plus vraisemblable possible. Toutes les incertitudes sont alors déplacées, contenues et confinées dans une marge forfaitaire. Le problème étant que cette marge est fixe tandis que l'étendue des incertitudes est variable selon les cas considérés. De la sorte, la robustesse procurée par la marge forfaitaire est variable selon les sites et selon l'incertitude entourant leur sismicité. On revient donc à une pratique exactement inverse à celle proposée par Plichon en 1973. Celle-ci visait à utiliser une marge forfaitaire modulable en fonction du niveau sismique, étant entendu que plus ce niveau est élevé, plus l'incertitude est faible. Désormais, c'est l'inverse : la marge étant fixe, plus le niveau sismique d'une région est élevé, plus l'incertitude est faible et, en conséquence, plus la marge est importante par rapport aux connaissances. Ce changement vient du fait qu'entre 1973 et 1979, les connaissances ont nettement évolué à la fois sur la sismicité de la France et sur la variabilité de l'action sismique. Dorénavant, en 1979, il paraît plus important aux yeux des experts du nucléaire de se couvrir, par la marge, des incertitudes entourant l'action sismique plutôt que de celles entourant la connaissance de la sismicité. Quoi qu'il en soit, l'existence de cette marge a été mise en avant par les experts du Groupe de travail mixte pour autoriser la définition de provinces sismotectoniques très petites par rapport aux pratiques étrangères.

Dans leur étude bilan de 1980, les experts du CEA précisent que la démarche française donne une importance primordiale à la sismicité historique et que le rattachement géologique des séismes à une province n'intervient que dans un deuxième temps<sup>504</sup>. La

---

<sup>503</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 26 septembre 1980 au CEN-FAR », p.3 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)

<sup>504</sup> Faure, J., Ferrieux, H., Levret, A. et Mohammadioun, B., « L'évaluation du séisme majoré de sécurité pour les centrales nucléaires en France, Bilan à la date du 1er janvier 1980 », Rapport technique SESR N°14, p.4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)



relative rigueur de la sismicité historique à laquelle font référence les experts du CEA est celle obtenue grâce au projet de carte sismotectonique pour la France conduit par le BRGM. En effet, selon eux l'élaboration de la carte sismotectonique de la France a conduit d'une part à réviser les données de la sismicité historique en éliminant des erreurs et en complétant les relevés existants et, d'autre part, à élaborer une carte de la petite sismicité instrumentale récente. Ainsi, jugent-ils, « *l'analyste dispose de données abondantes et, dans leur grande majorité, fiables* »<sup>505</sup>. Il y a donc, effectivement, une confiance grandissante au sein des experts du nucléaire dans la maîtrise de la sismicité. Ces experts vont d'ailleurs systématiquement entreprendre, lors de la sélection d'un nouveau site potentiel pour l'implantation d'une centrale nucléaire, de diminuer au maximum les incertitudes entourant la sismicité.

Effectivement, en dépit de la qualité de cette nouvelle source de données, deux limites s'imposent à la précision des estimations de la sismicité qu'elle fournit : d'une part, il existe une incertitude fondamentale dans l'évaluation de l'intensité par l'échelle MSK des séismes historiques, estimée à un demi-degré par les auteurs du rapport<sup>506</sup> et, d'autre part, la limite précise des provinces sismotectonique est elle aussi entachée d'incertitudes atteignant généralement la dizaine de kilomètres. Pour ces deux raisons, en pratique, le travail et les données du BRGM sont investigués à nouveau par les membres du Groupe de travail EDF-CEA. Ainsi, chaque séisme susceptible de servir de référence à un site nucléaire fait l'objet d'un examen particulier. Parfois même, les agents de la Division géologique et géotechnique d'EDF engagent des archivistes et historiens et organisent des missions dans les localités concernées pour pousser plus avant la recherche d'archives et de traces de séismes anciens, dans le but de revoir la définition d'une intensité macrosismique ou des limites d'une province qui serait en mesure de remettre en cause le caractère robuste d'un de ces projets.

Les travaux du BRGM n'ont pas été tenus pour acquis par les membres de groupe de travail, mais ont servi de base pour un examen détaillé entre les différents participants. Ces derniers n'hésitant pas à conduire eux-mêmes des études de terrain pour obtenir des informations supplémentaires. Néanmoins, la carte sismotectonique de France, en apportant de nouvelles données et en corrigeant des données anciennes, a conduit à revoir les aléas sismiques retenus pour de nombreux sites nucléaires. Les experts du CEA dressent ainsi le bilan suivant :

*« Ces travaux ont eu pour première conséquence de modifier les niveaux des intensités maximales observées ; elles ont été relevées d'un degré dans cinq cas CATTENOM, FLAMANVILLE, GRAVELINES, NOGENT et PALUEL ; elles ont été diminuées dans quatre : CRUAS, PLOGOFF, SAINT-ÉTIENNE DES SORTS, SAINT-MAURICE L'EXIL ; dans dix autres cas enfin, les niveaux n'ont pas varié. En fait, ce bilan ne reflète que*

---

<sup>505</sup> Ibid., p.9

<sup>506</sup> « Les données de la sismicité historique sont, en revanche, capitales. Mais elles demandent un travail très élaboré d'archiviste, car elles s'étendent sur des périodes souvent très longues, trois cent cinquante ans pour le N=nord-est du continent américain, près de mille ans pour la France, deux mille ans pour l'Italie... L'interprétation des textes rassemblés demande ensuite une analyse critique de la part du sismologue par confrontation avec les définitions de l'échelle macrosismique des intensités utilisée, l'échelle Mercalli modifiée (MM) aux États-Unis, et l'échelle Medvedev-Sponheuer-Karnik (MSK) en Europe. Il est impossible, dans cette phase, d'éliminer en totalité la partie subjective d'appréciation ; celle-ci est souvent d'un demi-degré » *ibid.*, p3

*partiellement les faits ; les diminutions proviennent, pour l'essentiel, de précisions apportées sur les isoséistes et les augmentations, de prise en compte de nouveaux éléments omis par les synthèses antérieures ; globalement les intensités ont ainsi plutôt été remontées »<sup>507</sup>*

Il faut noter que les résultats des travaux de la carte sismotectonique sont arrivés en 1979, alors que la plupart des sites avaient déjà été sélectionnés et leur intensité sismique de référence définie et, pour beaucoup, réifiés dans le décret d'autorisation de création. Ainsi, les travaux de la carte sismotectonique ont surtout entraîné la réévaluation des aléas des projets nucléaires déjà démarrés. Les nouvelles données du BRGM, remettant parfois en cause les intensités sismiques retenues pour le SMHV et donc pour le SMS, ont posé de véritables difficultés au Groupe de travail. C'est le cas par exemple pour le site de Fessenheim. Une nouvelle étude commune du BRGM et de l'Institut de géophysique de Zurich sur le séisme de Bâle en 1356 a amené à élargir substantiellement la zone isoséiste d'intensité VIII, en la rapprochant à 10km au sud du site. Or VIII est l'intensité du SMS retenue pour Fessenheim. Les experts du CEA proposent alors de reprendre en l'actualisant l'évaluation du risque sismique de la centrale et éventuellement d'augmenter l'intensité du SMHV et du SMS dans le cadre de l'examen du rapport définitif de la centrale qui doit avoir lieu en 1980. Les représentants d'EDF s'élèvent contre cette proposition et rappellent qu'à leur avis, les données de base d'un site sont figées au niveau du Rapport provisoire de sûreté ; le Rapport définitif ayant pour objet d'intégrer les premières données de l'exploitation du réacteur<sup>508</sup>. Un mois plus tard, de nouvelles données de Vogt et du BRGM conduisent à des modifications de l'intensité de plusieurs sites. C'est l'occasion pour le Groupe de travail de revenir sur le sort à réserver à ces nouvelles données intempestives :

*« Les participants sont d'accord pour dire qu'il n'est pas possible, après qu'un choix ait été fait pour le rapport provisoire de sûreté de le remettre continuellement en cause, et que cette révision ne peut éventuellement être envisagée qu'après révision de la carte sismotectonique, et à la suite d'un avis contractuel du BRGM »<sup>509</sup>*

Face au problème des nouvelles données qui remettent en cause les choix passés, il est décidé au sein du Groupe de travail d'établir un compromis. Une fois le rapport provisoire de sûreté entériné, il ne sera plus possible de revenir sur les niveaux d'intensité sismique retenus. Il est alors décidé que c'est la marge séparant le SMHV du SMS qui servirait à couvrir les évolutions éventuelles de l'aléa de référence. Cette marge forfaitaire, qui était à l'origine une pratique prudente face aux limites de l'évaluation de l'intensité maximale probable par Rothé, est dorénavant utilisée pour couvrir les réévaluations plus fiables de ces intensités obtenues par

---

<sup>507</sup> Faure, J., Ferrieux, H., Levret, A. et Mohammadioun, B., « L'évaluation du séisme majoré de sécurité pour les centrales nucléaires en France, Bilan à la date du 1er janvier 1980 », Rapport technique SESR N°14, p.9 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)

<sup>508</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 18 janvier 1980 au CEN-FAR » (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)

<sup>509</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 20 février 1980 au CEN-FAR », p.4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)

le travail du BRGM. Cette décision est entérinée par le Groupe permanent 29 janvier 1980 portant sur l'examen du rapport définitif de la centrale de Fessenheim :

*« La réévaluation récente des données du séisme de Bâle du 18.01.1356 conduirait à modifier le SMHV du site. Le GP du 29.01.1980 a admis que cette réévaluation pouvait, au niveau du rapport définitif de sûreté être prise dans la marge du SMS =SMHV +1 »<sup>510</sup>*

À l'instar de la définition des provinces sismotectoniques, la marge forfaitaire imposée dans la définition du séisme majoré de sécurité est à nouveau employée pour justifier une définition au plus juste des séismes de référence servant à la définition du SMHV.

Les étapes 4 à 7 de la démarche présentée dans le rapport DSN N°50 sont effectuées intégralement par les membres du Groupe de travail. Selon la logique défendue par les experts du CEA, c'est à l'exploitant de proposer un spectre adapté au site et de détailler la démarche qui a servi à sa détermination. Les experts du CEA interviennent dans un deuxième temps pour évaluer la qualité du spectre proposé. Toutefois, en pratique, la définition des spectres est co-réalisée en plusieurs étapes au sein du Groupe de travail. En effet, la réalisation d'un spectre pour un site en particulier pose souvent des problèmes pratiques qui doivent se résoudre en modifiant ou en amendant la pratique théorique, travail effectué par les experts du CEA. De la même façon, la construction des spectres peut conduire à modifier ou à compléter les séismes retenus pour la définition du SMHV. En effet, théoriquement, le SMHV est défini uniquement par l'intensité maximale ressentie sur le site par les séismes historiques après déplacement de leur épicentre. En pratique, comme cela a été le cas pour la centrale du Tricastin, plusieurs séismes d'intensité équivalente ou non peuvent présenter un contenu fréquentiel différent en fonction notamment de leur profondeur. Il est ainsi précisé dans le rapport bilan du CEA que la démarche de définition du ou des SMHV s'effectue de la façon suivante :

*« Le ou les séismes dont, après déplacement, les effets sont les plus grands sur le site, déterminent ce qu'il est convenu d'appeler, en France, le Séisme Maximal Historique Vraisemblable, le ou les SMHV. En effet, le nombre de ces séismes mérite une discussion. S'il ne s'agit que de retenir une intensité, il suffit de définir un séisme de référence ; en revanche, lorsqu'il s'agit, au stade suivant de l'analyse, de calculer un spectre de mouvement du sol adapté au site, des données plus élaborées permettent de définir plusieurs types de séismes, proches ou lointains, de foyers superficiels ou profonds. Il faut, pour cela, que l'analyse de la sismicité historique et des structures géologiques soient poussées assez loin [...] Ainsi, l'opération d'apparence simple de tri des séismes et de transfert des épacentres est aussi tributaire de jugements d'experts »<sup>511</sup>*

Avec la multiplication des sites, des centrales et des réacteurs nucléaires à expertiser, le jugement dans la robustesse des installations nucléaires tend à se standardiser autour d'une

---

<sup>510</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 20 février 1980 au CEN-FAR », Annexe 1, p.12 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)

<sup>511</sup> Faure, J., Ferrieux, H., Levret, A. et Mohammadioun, B., « L'évaluation du séisme majoré de sécurité pour les centrales nucléaires en France, Bilan à la date du 1er janvier 1980 », Rapport technique SESR N°14, p.4-5 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)

intercomparaison des spectres de dimensionnement et des spectres adaptés au site. Cette façon de procéder est directement liée à la politique de standardisation des centrales nucléaires<sup>512</sup>. C'est suivant cette logique, par exemple, que la robustesse parasismique des centrales nucléaires du Blayais et de Gravelines a été validée par le Groupe permanent lors de l'examen de leurs rapports de sûreté provisoire respectifs<sup>513</sup>.

La méthode sismotectonique telle que définie dans le rapport DSN N°50 a permis d'établir des spectres adaptés aux sites qui ont été utilisés dans le cadre des examens de sûreté des centrales nucléaires. La comparaison du spectre de dimensionnement et de ce spectre adapté au site a permis de développer un mode de preuve de démonstration relativement formelle. Si le spectre adapté au site est enveloppé à toutes les fréquences par le spectre de dimensionnement, alors la robustesse parasismique est démontrée. Dans le cas contraire, comme ce fut le cas pour la centrale du Tricastin, des études complémentaires de justification sont nécessaires. La méthode sismotectonique est donc un outil utile dans le cadre de la régulation du risque nucléaire face à la menace sismique. Pour les experts du CEA, cette méthode pourrait et devrait également être utilisée pour définir le dimensionnement des prochains projets de centrales nucléaires.

À la fin de l'année 1977, le nouveau palier standardisé de réacteurs voit le jour avec la tête de série construite sur le site de Paluel. Le nouveau palier de réacteur utilise une double enceinte de confinement composée d'une première paroi en béton armé et d'une seconde en béton précontraint. Un espace intermédiaire entre les deux parois est équipé d'un système d'aspiration des radioéléments permettant de limiter le taux de fuites radioactives en fonctionnement normal et accidentel. La limitation du taux de fuites permet de limiter l'impact sur l'environnement et les populations des centrales nucléaires, en fonctionnement normal et accidentel, et de ce fait de diminuer les exigences d'éloignement des populations dans la procédure de choix des sites<sup>514</sup>.

Pour le projet tête de série, les bases de conception parasismique du palier précédent sont en partie reconduites. Pour les agents du DSN, et en particulier pour les membres du Groupe de travail EDF-CEA séismes, la reconduite du seul spectre EDF n'est pas acceptable, notamment car elle ne tient pas compte des travaux effectués au sein du Groupe depuis janvier 1975. En particulier, l'utilisation de la méthode des magnitudes telle que présentée dans le rapport DSN N°50 a permis d'identifier que lorsque la profondeur d'un séisme est assez grande ( $\geq 15$  ou  $20$  km) le spectre adapté au site est en général enveloppé complètement par le spectre standard EDF calé à  $0,2$  g qui est alors adopté comme spectre projet. Par contre,

---

<sup>512</sup> Fauré, J. (1995), « Approche de la sûreté des sites nucléaires », p.26

<sup>513</sup> Garnier, « Groupe de travail EDF-CEA sur les séismes : compte-rendu de la réunion du 2 mai 1978 », E-SE/GC 79-17, 12 avril 1979, p.4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°225680)

<sup>514</sup> On peut ainsi lire dans une correspondance entre Jean Servant, la direction d'EDF et François Cogné que pour certains sites dont la densité de population est relativement importante dans un rayon de 10 km, l'implantation du modèle 1300 MWe est accordé, mais pas celle du 900MWe. Ce problème fut soulevé, avec des conclusions variées, pour les sites de Cattenom, Cruas et Le Pellerin notamment (source : Jean Servant, « Examen critique du dossier EDF « Sûreté et choix des sites » », Lettre SIN 88/78 du 17 janvier 1978 (Fonds d'archives IRSN, Le Vésinet, boîte sans numéro).

les séismes superficiels posent problème, car même de faible intensité, ils peuvent conduire à des spectres de fort niveau. Au vu des spectres adaptés aux sites de la vallée du Rhône, il apparaît nécessaire aux agents du DSN d'intégrer les séismes superficiels caractérisés par des spectres hautes fréquences dans les bases de conception du nouveau palier<sup>515</sup>.

En mars 1978, Pierre Bacher<sup>516</sup>, nouveau directeur du SEPTEN et directeur du projet Paluel envoie une lettre à Christian de Torquat, qui a pris la suite de Servant à la tête de l'organe administratif de sûreté nucléaire, pour lui proposer une nouvelle conception parasismique, différente de celle de la tête de série, pour le palier standardisé. En suivant l'avis du Groupe de travail, les d'EDF proposent de prendre en compte deux séismes de référence dans la conception : un séisme profond et un séisme superficiel. Pour les premiers séismes, qui sont en général suffisamment couverts par le spectre EDF 0,2g, Bacher propose néanmoins de remplacer ce spectre, au moins à titre temporaire. En effet, selon lui, le spectre utilisé pour le palier 900MWe est vieillissant, repose sur trop peu d'enregistrements (8 accélérogrammes de 5 séismes) et mériterait une mise à jour pour se fonder sur les nouvelles données disponibles. En attendant il préconise d'abandonner le spectre français au profit du spectre réglementaire américain (défini dans le *Regulatory Guide 1.60*) normalisé à l'accélération 0,15g à période nulle (ou fréquence infinie). Il justifie ce choix de la manière suivante :

*« Ce spectre est pratiquement équivalent au spectre EDF calé à 0,2g, mais il présente l'avantage de se référer à une recommandation largement admise au plan international. Nous avons pu vérifier qu'il conduisait pratiquement au même dimensionnement du génie civil, et aux mêmes spectres de planchers que le spectre de référence actuel »<sup>517</sup>*

Le choix d'EDF d'utiliser le spectre réglementaire américain plutôt que le spectre EDF, malgré la très faible différence pour la conception<sup>518</sup>, est justifié par Pierre Bacher par la reconnaissance internationale. Dans la fin des années 1970, la concurrence pour l'exportation de centrales nucléaires à l'étranger a poussé les Français à appuyer la conception des centrales sur une réglementation mieux établie pour faciliter la livraison de centrale « clef en main » (Foasso, 2003, p. 354 ; Mangeon, 2018, p. 159). Pour le deuxième type de séismes de référence, se rapportant au séisme superficiel, Pierre Bacher présente la démarche proposée par EDF. Il ne propose pas d'intégrer dans la conception standard un spectre correspondant au séisme superficiel, mais plutôt d'adopter une démarche adaptée en

---

<sup>515</sup> DSN, « Groupe de travail EDF-CEA sur les séismes : Compte-rendu de réunion le 6 janvier 1978 », p.5 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

<sup>516</sup> Pierre Bacher est polytechnicien et a consacré l'ensemble de sa carrière à l'industrie nucléaire. Pour Cyrille Foasso, il « incarne l'histoire du développement de l'énergie nucléaire en France » en ce qu'il a un parcours qui est passé par les services de neutronique et de physique du CEA, qu'il a contribué au développement scientifique et technique des réacteurs UNGG puis est allé travailler à EDF à partir de 1968 pour développer le programme électronucléaire français. De plus il a été directeur des premiers réacteurs des deux premières séries (Fessenheim et Paluel). (Foasso, 2003, p.326).

<sup>517</sup> Lettre de Pierre Bacher au chef du Service central de sûreté des installations nucléaires du 14 mars 1978 ayant pour objet : « Options de base 1300 : séismes », p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

<sup>518</sup> Selon une étude conduite par le DSN, le spectre réglementaire américain est moins pénalisant que le spectre EDF pour le génie civil (de l'ordre de 5 à 15%), mais plus pénalisant pour les matériels (allant jusqu'à 30%) (source : DSN, « Comparaison des effets du spectre NRC 0,15 g a ceux du spectre EDF 0,2 g », 15 juin 1978 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

fonction de la sismicité du site considéré. En particulier, EDF propose de distinguer les sites en fonction de la densité de leur sol de fondation, représenté par le module de sol. Pour les sites à bas module de sol (le niveau n'est pas précisé), EDF envisage de reconduire tel qu'il est le dimensionnement et de démontrer, *a posteriori*, le bon comportement de la centrale à un séisme superficiel comme cela a été le cas pour la centrale du Tricastin. Bacher précise en effet que :

« Il est généralement admis que pour les sols à bas module, les hautes fréquences caractéristiques des séismes superficiels sont largement filtrées par l'interaction sol/ouvrage. Nous proposons donc de ne pas en tenir compte dans la conception des ouvrages et des matériels, et d'apporter *a posteriori*, la confirmation de l'absence de nocivité de ce type de séisme »<sup>519</sup>

Pour les sols durs, caractérisés par des modules de sol élevés, il est proposé par EDF, non pas d'introduire un spectre hautes fréquences dans les bases de conception, mais de disposer l'installation nucléaire sur un système de plots antisismiques en néoprène<sup>520</sup>.

Dans la réunion du Groupe de travail qui suit l'envoi de la proposition EDF au chef de l'organe administratif de sûreté, Betbeder-Matibet, expert au SEPTEN, présente et développe la solution envisagée par EDF pour la conception standardisée du palier 1300 MWe. Il présente notamment le tableau suivant, qui précise la politique de dimensionnement envisagée :

Tableau 8 : Tableau récapitulatif de la politique de dimensionnement parasismique du palier 1300 MWe par EDF lors de la réunion du Groupe de travail EDF-CEA du 2 mai 1978 (source : Garnier, « Groupe de travail EDF-CEA sur les séismes : compte-rendu de la réunion du 2 mai 1978 », E-SE/GC 79-17, 12 avril 1979 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462))

Séisme relativement profond		Séisme superficiel (h=5 à 7km, M~5)	
h ≥ 20 ou 25km, M ~ 6 I = VII à VIII Fondations classiques Spectre standard EDF 0,2 g ou NRC 0,15 g	h ~ 15 km M ~ 6,3 I = VIII à IX Fondations Néoprène avec glissement	Sol mou E < 15000 bar Fondations classiques Spectre standard EDF 0,2 g ou NRC 0,15 g	Sol dur E ≥ 60000 bar Fondations Néoprène sans glissement

Le tableau présenté par Betbeder-Matibet expose de façon plus détaillée les critères d'utilisation de fondations sur plots antisismiques. Ensuite, il présente un second cas d'utilisation d'appuis antisismiques, cette fois utilisant des plots en « néoprène avec glissement », non précisé dans la lettre de Pierre Bacher, pour les sites caractérisés par un séisme profond de niveau supérieur à celui retenu dans le dimensionnement. Il précise ainsi

<sup>519</sup> Lettre de Pierre Bacher au chef du Service central de sûreté des installations nucléaires du 14 mars 1978 ayant pour objet : « Options de base 1300 : séismes », p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

<sup>520</sup> Ibid., p. 3

que tout dépassement de ce standard conduirait à l'adoption de fondations sur appuis antisismiques<sup>521</sup>. Ainsi, la position d'EDF telle que présentée lors de la réunion du Groupe de travail envisage l'emploi assez systématique des fondations sur plots antisismiques. Cette pratique, qui fait écho à celle qui avait cours pour la conception des réacteurs uranium-naturel-graphite-gaz avant le passage au réacteur à eau pressurisée américain, a été développée par Plichon lui-même pour l'exportation des paliers standardisés EDF dans des régions du globe plus sismique, en particulier en Afrique du Sud et en Iran principalement (cf. Annexe 2).

Face à cette nouvelle proposition de conception, ce qui retient l'attention du Groupe de travail est principalement le remplacement du spectre EDF 0,2g par le spectre réglementaire américain NRC normalisé à 0,15g. En effet, dès la première réunion en date du 2 mai 1978, les représentants du DSN estiment que :

*« EDF aura du mal à justifier des corrélations différentes de celles utilisées habituellement, 0,15 g pour I = VIII risque de n'être pas admis [...] En conclusion : Les représentants du CEA préféreraient qu'EDF propose un nouveau spectre EDF actualisé plutôt que le spectre NRC calé à 0,15 g. Le mieux serait, en attendant, de conserver le spectre actuel »<sup>522</sup>*

Dans la réunion suivante, qui se tient le 31 mai 1978, les différents membres du DSN s'élèvent une nouvelle fois contre le choix du spectre américain. Mohammadioun par exemple rappelle que, sur la base d'une étude statistique conduite par Tsao et Werner<sup>523</sup> portant sur 150 enregistrements d'intensité VII, le spectre NRC 0,15 g correspond en moyenne à une bonne intensité VII, mais non à l'intensité VIII, qui caractérise le plus souvent les SMS des sites français. Costes et Livolant, experts au CEA, estiment eux que la corrélation entre une intensité VIII et le spectre NRC à 0,15 g est indéfendable. Barbreau admet lui qu'un séisme lointain peut donner une intensité VIII avec une accélération inférieure à 0,2g, mais que cela risque d'être impossible à justifier, notamment devant le Groupe permanent. En conclusion, le compte-rendu de la réunion rapporte que :

*« Un dernier tour de table confirme la réserve quasi unanime du groupe vis-à-vis de l'adoption par EDF du spectre USNRC à 0,15 g. Le spectre EDF normé à 0,2 g, malgré ses défauts, paraît à tous plus facile à justifier »<sup>524</sup>*

L'utilisation systématique des appuis antisismiques pour tenir compte des séismes superficiels ou des séismes forts dont le spectre serait susceptible de dépasser le spectre de dimensionnement fait l'objet de peu d'attention au sein du Groupe de travail. En particulier, les membres du Groupe de travail attendent une situation pratique, ainsi que les résultats

---

<sup>521</sup> Garnier, « Groupe de travail EDF-CEA sur les séismes : compte-rendu de la réunion du 2 mai 1978 », E-SE/GC 79-17, 12 avril 1979, p.4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

<sup>522</sup> Ibid., p.5-6

<sup>523</sup> Tsao, H.S. et Werner, S.D. (1977), "Development of Ground Response Spectra from Site Mercalli Intensities", 4th SMIRT Conference, San Francisco.

<sup>524</sup> Garnier, « Groupe de travail EDF-CEA sur les séismes : compte-rendu de la réunion du 31 mai 1978 », E-SE/GC 79-18, 12 avril 1979, p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

des études en cours à EDF sur l'effet des séismes superficiels, pour pouvoir se prononcer. Occasion qui n'arrivera pas, car, malgré la volonté d'EDF d'utiliser massivement des appuis antisismiques, une seule centrale en est finalement pourvue en France, celle de Cruas. Or, s'il était prévu à l'origine d'implanter une centrale du palier 1300 MWe sur ce site, c'est finalement une centrale du palier 900 MWe qui sera réalisée<sup>525</sup>. On peut donc ici conclure à demi-mot sur l'incidence pour les choix industriels de conception parasismique des méthodes développées par les experts du CEA pour adapter la prise en compte du risque sismique à la sismicité française. Si la prise en compte des séismes superficiels a été mise à l'ordre du jour dans la conception du nouveau palier standardisé, la promesse d'une conception spéciale pour les sites sensibles à ces séismes n'aura eu, *in fine*, aucune incidence sur la matérialité actuelle des centrales nucléaires. Toutefois, la définition d'aléas sismiques adaptés au site a été prise en compte et formalisée dans l'examen de sûreté des centrales nucléaires, et est devenue une épreuve indispensable pour l'obtention de la qualité de robustesse parasismique.

#### 4.2.2. Influence des enjeux industriels sur l'approche scientifique des problèmes sismiques

Le développement d'une méthodologie d'évaluation de l'aléa sismique adaptée à la sismicité française ainsi que la délégation du pouvoir de décision au Groupe de travail a eu une incidence sur certaines décisions industrielles. Dans l'autre sens, ce mélange des genres a eu pour incidence d'adapter la méthodologie aux impératifs industriels. Cette sous-section illustre de quelle manière cela s'est concrétisé au fil des évolutions de la méthodologie. Depuis son origine, le Groupe de travail EDF-CEA a vocation à aboutir à une mise à jour du rapport DSN N°50 qui serait collégiale, consensuelle et scientifiquement juste. Entre 1977 et 1981, la méthodologie d'évaluation de l'aléa sismique connaît deux grandes évolutions. La première est l'œuvre des experts du CEA, la seconde repose sur une succession de consensus établis au sein du Groupe de travail au fil des cas pratiques.

La première mise à jour du rapport DSN N°50 est l'œuvre des experts du CEA, mécontents de l'application faite par EDF de la méthode des magnitudes qu'ils ont proposée en 1974. En effet, si cette méthode a permis de standardiser l'évaluation de la robustesse parasismique des centrales et d'asseoir la décision du Groupe permanent pour certains projets, elle a également conduit à un certain nombre de problèmes pratiques. Lors de l'examen du rapport provisoire de sûreté de la centrale de Gravelines, l'usage de la méthodologie par les experts d'EDF a mis en avant une limite fondamentale. La forme et le niveau des spectres obtenus par la méthode des magnitudes, pour une intensité donnée, sont extrêmement sensibles aux choix effectués dans le couple de paramètres physiques (magnitudes et profondeur) et dans

---

<sup>525</sup> Jean Servant, « Examen critique du dossier EDF « Sûreté et choix des sites » », Lettre SIN 88/78 du 17 janvier 1978 (Fonds d'archives IRSN, Le Vésinet, boîte sans numéro).



les coefficients empiriques utilisés. Cette sensibilité a engendré des « paradoxes », tels que les appellent les membres du Groupe de travail. En particulier, dans le cas de Gravelines, la magnitude finalement utilisée par EDF dans la formule Johnson, pour représenter le SMS, est de 5,75 sur l'échelle de Richter, alors que la magnitude du SMHV est de 6. En effet, pour construire son spectre, EDF a choisi d'utiliser les coefficients empiriques proposés par Johnson, qui sont considérés comme des valeurs moyennes, car établies à partir de nombreux enregistrements effectués sur tout type de sol, plutôt que les valeurs obtenues lors des répliques du séisme d'Oléron qui correspondent à un sol dur. Il estime ce choix particulièrement conservateur eu égard à son impact sur la forme du spectre, par rapport à des variations de plus ou moins 0,25 degré de magnitude et plus ou moins 5 km de profondeur du foyer sismique. Selon une Note du SEPTEN, la différence entre le spectre obtenu avec les coefficients Johnson et Oléron est de l'ordre de 80 % pour les hautes fréquences et de 500 à 600% pour les basses fréquences, alors que la variation de la magnitude et de la profondeur atteint entre 20 et 40% selon le couple choisi et selon la fréquence considérée<sup>526</sup>. Ainsi les experts d'EDF argumentent que, étant donné le choix très conservateur effectué sur les coefficients empiriques, ils peuvent utiliser les valeurs les plus faibles des autres paramètres pour rester réalistes. Si les experts du CEA ont été très critiques envers l'application effectuée par EDF du DSN N°50, la démonstration de robustesse de la centrale est effective du fait que le spectre adapté au site proposé par EDF et le spectre proposé par les experts du CEA sont inférieurs à toutes fréquences au spectre de dimensionnement EDF 0,2g. Toutefois, cet épisode a été déterminant pour effectuer une mise à jour de la méthode.

Les experts du CEA ne remettent pas en cause le bien-fondé d'une détermination de spectre par la formule Johnson. Par contre, il leur semble indispensable de clarifier la problématique du choix des différents paramètres et du moyen de les adapter à la sismicité du site considéré. Pour arriver à un tel résultat, la solution est de mener des études statistiques des paramètres de séismes à partir d'une grande base de données d'enregistrements venant une nouvelle fois de Californie.

Entre le 23 octobre et le 3 novembre 1977, quatre membres du Groupe de travail<sup>527</sup> se rendent aux États-Unis pour une mission visant « *d'une part [à] s'informer de l'état actuel de la réglementation américaine et de son évolution, d'autre part [à] rencontrer des personnalités particulièrement compétentes dans le domaine des recherches ou méthodes d'analyse sismique* »<sup>528</sup>. Lors de cette mission de deux semaines, les quatre membres du Groupe de travail ont rencontré les responsables de l'autorité de sûreté américaine (la NRC), des experts consultants pour les

---

<sup>526</sup> EDF/SEPTEN, « Centrale de Gravelines : spectre adapté au site et justification du dimensionnement », 6 décembre 1977 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

<sup>527</sup> Il s'agit des deux co-présidents Jacques Betbeder-Matibet et Pierre Candès ainsi que de Bagher Mohammadioun et de G. Quilton du SEPTEN.

<sup>528</sup> Pierre Tanguy, « Compte-rendu de mission CEA/DSN et EDF/SEPTEN aux États-Unis du 23 octobre au 3 novembre 1977 sur les questions sismiques », DSN/77-1051, 15 décembre 1977 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

autorités de sûreté et en particulier Nathan Newmark, et visité le *United State Geological Survey* (USGS)<sup>529</sup>, l'*Electric Power Research Institute* (EPRI)<sup>530</sup> et le *California Institute of Technology* (CALTECH) où « nous avons rencontré le Pr. Hudson ; nous avons également eu un court entretien improvisé avec le Pr. Housner »<sup>531</sup>. Cette mission aux États-Unis a été structurante pour l'avenir de la robustesse parasismique en France, à plus d'un titre. En premier lieu, les agents d'EDF ont rencontré les opérateurs américains via le réseau de l'EPRI, qui est l'association des électriciens américains. Cette association, à laquelle EDF adhère quelques années plus tard, est également un pôle de recherche et développement au service des industriels, au premier lieu desquels les industriels nucléaires. Lors de la visite de la délégation française par exemple, les membres de l'EPRI présentent le nouveau programme CLASSI qui est un code de calcul permettant de simuler l'interaction entre différents bâtiments lors d'un séisme et dont la licence est achetée par EDF dans les semaines qui ont suivi la mission. Dans un second temps, l'entrevue avec le professeur Nathan Newmark a été décisive. En effet, ce dernier a présenté aux membres du Groupe de travail les travaux qu'il mène actuellement pour le compte de la NRC sur l'interaction sol-structure. En particulier, les premiers résultats tendent à montrer une incidence forte de cette interaction sur le spectre de réponse, notamment en filtrant certaines fréquences surtout les plus élevées<sup>532</sup>. C'est suite à cette mission que les experts d'EDF décident d'employer officiellement Newmark pour conduire une étude sur l'effet d'un séisme superficiel sur un bâtiment réacteur du type de celui de Tricastin. Enfin, c'est au niveau de la méthodologie de détermination des spectres que cette mission se révèle décisive.

Lors de l'entrevue avec les représentants de l'autorité de sûreté américaine, ces derniers exposent le bilan des pratiques de détermination des spectres de réponse. Le spectre de réponse utilisé est toujours le spectre réglementaire inscrit dans le *Regulatory Guide 1.60*, toutefois son calage en niveau s'effectue de deux façons distinctes pour la Californie et pour le reste du pays. En Californie, lorsque les sources sismiques peuvent être caractérisées par leurs paramètres physiques (magnitudes, profondeur, mais aussi mécanisme au foyer), on procède à la détermination d'un spectre adapté au site en faisant une analyse statistique d'un certain nombre d'enregistrements de séismes réels correspondant aux mêmes caractéristiques et on utilise ce spectre pour caler en niveau le spectre réglementaire. Dans les régions moins sismiques, c'est toujours une relation d'équivalence directe intensité-accélération qui est utilisée pour déterminer le niveau du spectre.

---

<sup>529</sup> L'Institut d'études géologiques des États-Unis est un organisme gouvernemental américain qui se consacre aux sciences de la Terre. Il est notamment chargé de la surveillance de l'activité sismique sur son territoire et à travers le monde ([https://fr.wikipedia.org/wiki/Institut\\_d%27%C3%A9tudes\\_g%C3%A9ologiques\\_des\\_%C3%89tats-Unis](https://fr.wikipedia.org/wiki/Institut_d%27%C3%A9tudes_g%C3%A9ologiques_des_%C3%89tats-Unis))

<sup>530</sup> L'Electric Power Research Institute est un institut qui réalise des recherches pour l'industrie de production électrique des États-Unis. C'est une organisation indépendante, à but non lucratif, qui a été créée par les industriels américains du secteur de l'énergie. Elle a été fondée par Chauncey Starr qui fut un précurseur de l'analyse coût/bénéfice appliqué au risque technologique et un fondateur du « livre rouge » de la gestion des risques (Boudia & Demortain, 2014).

<sup>531</sup> Pierre Tanguy, « Compte-rendu de mission CEA/DSN et EDF/SEPTEN aux États-Unis du 23 octobre au 3 novembre 1977 sur les questions sismiques », DSN/77-1051, 15 décembre 1977, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462).

<sup>532</sup> Ibid., p. 13

La détermination d'un spectre adapté à certains sites est rendue possible par la possession aux États-Unis d'une grande base de données de séismes. Cette base de données est en réalité composée de trois sources. La première est une collection de plusieurs milliers d'enregistrements de séismes détenue par l'USGS, obtenus par le réseau mondial de sismographes mis en place dans le cadre du Project Vela (Barth, 2003 ; Bates *et al.*, 1982) suite à la ratification du *Test Ban Treaty* en 1962 (Jacobson & Ziegler, 1995 ; Jacobson & Stein, 1966). La deuxième est une banque de données de 262 spectres de réponse de mouvements forts, en grande partie californiens, détenue à CALTECH. La troisième est un catalogue de 576 enregistrements de séismes américains, pour lesquels de nombreuses informations fiables sont disponibles, portant tout autant sur les paramètres physiques des séismes (magnitude, profondeur, distance épacentrale) que sur les paramètres des mouvements enregistrés (amplitude, fréquence, durée) et sur les conditions d'enregistrement (géologie, appareillage et surtout intensité macrosismique constatée au lieu d'enregistrement)<sup>533</sup>. L'acquisition des données détenues à CALTECH, qui ont servi à la publication de l'article de Tsao et Werner<sup>534</sup>, établissant des spectres moyens et moyens plus un écart-type<sup>535</sup> pour différentes intensités, était l'un des objectifs affichés de la mission :

*« L'un des objectifs de la mission était d'obtenir des renseignements pratiques sur la collection d'accélérogrammes en zone proche de l'épicentre, en provenance du monde entier et sur les modalités d'acquisition des copies de ces données »<sup>536</sup>*

Finalement, ce sont les deux banques de données, celle des spectres de mouvement fort de Caltech et celle des séismes américains de la NRC, qui seront obtenues en août 1978 par les membres du DSN via la convention qui lie le CEA et la NRC depuis 1973. Ce sont ces nouvelles données qui permettent aux experts du CEA d'effectuer des analyses statistiques des séismes et finalement de proposer une nouvelle méthodologie de détermination des spectres adaptés au site.

Les experts du CEA, et en particulier Mohammadioun, effectuent une étude statistique à partir du catalogue des 576 enregistrements de séismes et des 262 spectres de réponses. Cette étude va leur permettre d'établir des corrélations entre la magnitude, la distance focale (distance entre le foyer sismique et le lieu d'enregistrement) et l'intensité au lieu d'enregistrement et, d'autre part, de relier ces paramètres avec les spectres de réponses. Cette étude permet également de visualiser pour la première fois la variabilité des couples

---

<sup>533</sup> Ces informations sont issues d'un travail effectué par deux agents de la *Computer Sciences Corporation* pour le compte de la NRC : Murphy, J.R. & O'Brien, L.J., « Analysis of a Worldwide Strong Motion Data Sample to Develop and Improve Correlation Between Peak Acceleration, Seismic Intensity and Other Physical Parameters », NUREG-0402, janvier 1978

<sup>534</sup> Tsao, H.S. et Werner, S.D. (1977), « Development of Ground Response Spectra from Site Mercalli Intensities », 4th SMIRT Conference, San Francisco.

<sup>535</sup> L'écart-type ou écart-type est une mesure de la dispersion des valeurs d'un échantillon statistique autour de la moyenne. Prendre comme valeur de référence la moyenne plus un écart-type revient à considérer une valeur qui comprend 84% de l'échantillon.

<sup>536</sup> Pierre Tanguy, « Compte-rendu de mission CEA/DSN et EDF/SEPTEN aux États-Unis du 23 octobre au 3 novembre 1977 sur les questions sismiques », DSN/77-1051, 15 décembre 1977, p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462).

magnitude/profondeur possibles pour un séisme de même intensité et d'observer la variabilité des spectres pour chaque degré d'intensité. En particulier, les experts du CEA construisent des graphiques qui seront largement réemployés dans le cadre des différents dossiers traités par le Groupe de travail et le Groupe permanent d'experts. Il s'agit de la représentation de la sensibilité des spectres en fonction du couple magnitude/profondeur pour les intensités macrosismiques VI MSK et VII MSK. Cette étude permet alors de reconnaître deux phénomènes. D'une part, la sensibilité des spectres aux paramètres physiques des séismes (magnitude et profondeur) est plus importante pour les intensités faibles qu'élevées. D'autre part, la variabilité est plus grande pour les basses fréquences que pour les hautes fréquences. À partir de ces études statistiques, Mohammadioun propose une mise à jour de la méthode des magnitudes en octobre 1978<sup>537</sup>.

La logique d'ensemble de la méthode telle que présentée dans le rapport DSN N°50 n'est pas abandonnée. Il s'agit toujours de déterminer un spectre par le calcul à partir de la formule de Johnson. Par contre, c'est l'ensemble des paramètres utilisés dans cette formule ainsi que la façon de les déterminer qui est changée. Tous les paramètres seront désormais déterminés par régression statistique à partir du catalogue d'enregistrements disponibles. Cela a l'avantage, selon l'auteur, de rendre possible l'amélioration continue des paramètres par l'acquisition de nouvelles données. En premier lieu, Mohammadioun propose alors, à partir de l'étude du catalogue, qu'il appelle la sismothèque, de nouvelles valeurs à la relation de Karnik permettant de déterminer les paramètres physiques des séismes à partir de l'intensité<sup>538</sup>. Une fois les paramètres du SMHV déterminés, Mohammadioun propose deux approches pour déterminer le spectre associé et montre sa préférence pour la deuxième. La première consiste à sélectionner dans la sismothèque les spectres correspondant à des magnitudes et des profondeurs proches du SMHV, et si possible des conditions de sol du site, et de déterminer le spectre moyen. La deuxième approche consiste à utiliser la formule Johnson, mais en ajustant tous les coefficients empiriques à partir d'une régression statistique des spectres de séismes de la sismothèque correspondant à la même intensité sismique que le SMHV. Une grande différence de la méthode proposée porte sur la détermination du spectre correspondant au séisme majoré de sécurité (SMS). Dans la méthode précédente, il était obtenu par calcul après avoir majoré les paramètres du SMHV. Dans la nouvelle méthode, il s'agit de construire le spectre du SMHV et d'obtenir le spectre du SMS par une majoration forfaitaire du premier. Il est ainsi précisé dans sa méthode que :

---

<sup>537</sup> Mohammadioun, B., « Détermination de spectres de référence adaptés aux sites », Note technique SESRS N°40, octobre 1978 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462).

<sup>538</sup> La formule de Karnik obtenue à partir de données strictement européennes est à l'origine  $M=I_2+\log H+0,35$ , avec M la magnitude, H la profondeur et I l'intensité épiscopale. Les valeurs des variables de la formule de Karnik sont remplacées par Mohammadioun de la façon suivante :  $M=0,55 I+2,20 \log R-1,14$ , avec M la magnitude, I l'intensité et R la distance focale et un écart-type  $\sigma_M$  de 0,4. L'incidence de cette modification est de diminuer en moyenne la magnitude des séismes de faible profondeur et d'augmenter la magnitude des séismes profonds. Il est à noter également que Mohammadioun utilise la distance focale et non plus la profondeur du foyer sismique. La distance focale et équivalente à la distance séparant le point d'enregistrement du foyer sismique. Elle est donc l'hypoténuse d'un triangle rectangle de côté opposé équivalent à la profondeur et de côté adjacent équivalent à la distance épiscopale par rapport à l'angle où se situe la station.

« De même que l'intensité du SMS est définie selon la convention  $I_{SMS} = I_{SMHV} + 1$ , il est proposé de dériver le spectre SMS de celui du SMHV suivant la relation  $S_{SMS} = 2 \times S_{SMHV}$  »<sup>539</sup>

Le facteur deux proposé par Mohammadioun pour passer du spectre SMHV au spectre SMS est justifié par deux arguments. D'une part, elle est conforme à la relation liant l'intensité et l'accélération où quand l'intensité augmente d'un degré, l'accélération double (par exemple 0,1g pour intensité VII et 0,2g pour intensité VIII). D'autre part, elle correspond au rapport moyen observé entre les spectres moyens de l'intensité VI et de l'intensité VII tel que présenté dans l'étude de Tsao et Werner<sup>540</sup>.

Dans le même rapport Mohammadioun propose un exemple d'application de la nouvelle méthode sur le cas du site de Gravelines. Mohammadioun dresse deux figures : la première représente le spectre de dimensionnement de Gravelines, le spectre adapté au site proposé par EDF lors de l'examen du rapport provisoire de la centrale à partir de la méthode du rapport DSN N°50 et le spectre adapté au site obtenu à partir de la nouvelle méthode ; la deuxième figure représente en quelque sorte l'incertitude quant à la détermination des paramètres en représentant sur le même graphique le spectre SMHV, le spectre SMHV plus un écart-type et le spectre SMS. Le résultat de son exemple est que, d'une part, la nouvelle méthode tend à augmenter notablement le niveau du spectre adapté au site et, d'autre part, que la marge apportée par le SMS ne couvre pas complètement les incertitudes ; en l'occurrence, le spectre SMHV plus un écart-type est supérieur à basse fréquence au spectre SMS obtenu par l'ancienne méthode.

La nouvelle méthode proposée par Mohammadioun est discutée à de nombreuses reprises au sein du groupe de travail entre les mois de novembre 1978 et de juin 1979. Ces discussions aboutissent à une position commune EDF-CEA, qui fait consensus au sein du Groupe de travail en date du 25 juin 1979. Durant ce laps de temps, les discussions ont porté d'une part sur le périmètre de validité de la méthode ainsi que sur le niveau du facteur multiplicatif permettant de passer du spectre SMHV au spectre SMS. En particulier, il apparaît aux représentants d'EDF que, du fait de la composition de la sismothèque, la méthode ne peut être appliquée pour les séismes en zone proche (distance focale inférieure à 10 km) ainsi que pour les fortes intensités. En effet, parmi les 262 spectres de réponse que compte la sismothèque, seuls 14 portent sur des séismes d'intensité égale ou supérieure à VIII MSK, contre 56 pour l'intensité VII, 132 pour l'intensité VI et 60 pour l'intensité V<sup>541</sup>. Par ailleurs, aucun enregistrement n'a été effectué à moins de 10km du foyer sismique. Ainsi, lors d'une réunion consacrée à l'examen critique de la nouvelle méthode Betbeder-Matibet estime que :

---

<sup>539</sup> Ibid., p.4

<sup>540</sup> Tsao, H.S. et Werner, S.D. (1977), "Development of Ground Response Spectra from Site Mercalli Intensities", 4th SMIRT Conference, San Francisco.

<sup>541</sup> Mohammadioun, B. et Mohammadioun, G., « Rapport technique SESRS N°15 : Analyse des données sur les mouvements forts actuellement disponibles au DSN/SESRS/BERSSIN », mars 1980, (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

*« Tout en reconnaissant l'intérêt certain de la méthode, il précise que la méthode proposée ne peut aisément être appliquée ni aux fortes intensités (>VII) ni aux séismes superficiels : dans les deux cas, les données sont actuellement trop limitées. Or sur le plan pratique, ce sont ces deux cas qu'EDF a à traiter pour le site de Cruas et du Pellerin »<sup>542</sup>*

Pour la construction du spectre adapté au site de Cruas, caractérisé par un séisme d'intensité VII/VIII dont le foyer se trouve après déplacement à 4 km sous le site, le spectre proposé par EDF, issu d'une étude particulière commandée à Nicholas Ambraseys est riche en hautes fréquences tandis que le spectre proposé par les experts du CEA à partir de la nouvelle méthode est plus riche en basses fréquences<sup>543</sup>. Sur la base de cet examen, les membres du Groupe de travail estiment à l'unanimité que, tant que la sismothèque ne contient pas d'enregistrement de séisme à proximité du foyer, la méthode n'est pas applicable pour de tels séismes<sup>544</sup>. La nouvelle politique d'EDF visant à la disposition sur plots antisismiques des sites menacés par des séismes superficiels règle en partie ce problème. Les basses fréquences étant couvertes par le spectre de dimensionnement EDF 0,2g ou NRC 0,15g, y compris le spectre adapté au site proposé par les experts du CEA pour Cruas. Cette position obtient l'accord des représentants du DSN. Par contre, Mohammadioun exprime qu'il pense que la méthode est applicable au spectre d'intensité VIII en utilisant le spectre moyen plus un écart-type :

*« Mohammadioun répond à Betbeder-Matibet qu'il est possible d'appliquer la méthode à de fortes intensités (VIII notamment) à partir de la collection des spectres VII et + en prenant un écart-type. Par ailleurs, il est d'accord sur le fait qu'il est difficile d'appliquer pour le moment la méthode aux séismes superficiels, il espère que l'acquisition de nouvelles données auprès d'Ambraseys le permettra »<sup>545</sup>*

Il fait reposer cette assertion sur une étude qu'il a effectuée par rapport au spectre du séisme d'Impérial Valley enregistré à El Centro en 1940. Il démontre alors que le spectre moyen plus un écart-type correspondant aux intensités VII et plus enveloppe les deux spectres de réponses du séisme d'EL Centro. À la suite de cette discussion, le Groupe de travail reconnaît que la méthodologie proposée est valable pour une gamme bien définie de séismes dès lors que les limites (séismes de foyers très superficiels ou d'intensités élevées) ont été clairement déterminées. À la fin de cette réunion, il est décidé qu'une introduction à l'étude de

---

<sup>542</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 6 février 1979 au CEN-FAR », p.5 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

<sup>543</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 15 décembre 1978 au CEN-FAR », (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

<sup>544</sup> Les 576 enregistrements qui composent la nouvelle base de données sont répartis comme suit : 9% ont été enregistrés à une distance comprise entre 10 et 20 km de l'épicentre, 35 % entre 20 et 40 km, 20 % entre 40 et 70 km, 17% entre 70 et 100 km, 11% entre 100 et 150 km et 8 % entre 150 et 250 km (Garnier, Guéraud, « Groupe de travail EDF-CEA sur les séismes : compte-rendu de la réunion du 7 décembre 1979 », E-SE/GC 80-17, 4 juin 1980, p.8 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

<sup>545</sup> Ibid.

Mohammadioun servant de procédure d'application sera rédigée par Betbeder-Matibet, Candès et Mohammadioun et qu'elle servira ensuite de référence<sup>546</sup>.

La qualité de la nouvelle méthode proposée par Mohammadioun fait consensus au sein du Groupe de travail ; tous sont d'accord pour qu'elle remplace la méthode des magnitudes alors en vigueur. En particulier, le fait que les différents paramètres et coefficients des formules reposent sur une sismothèque qu'ils possèdent plutôt que sur des valeurs trouvées dans la littérature leur paraît essentiel. Cela leur offre à la fois la maîtrise et le contrôle des valeurs utilisées, mais plus encore la possibilité de les adapter à chaque site. Si l'accord sur la qualité de la méthode et sur la nécessité de la substituer au Rapport DSN N°50 est unanime au sein du Groupe de travail, la procédure de mise en œuvre de cette nouvelle méthode, elle, fait l'objet de nombreux débats. En particulier, c'est le passage du spectre SMHV au spectre SMS par une majoration de facteur qui retient toute l'attention. Les représentants d'EDF, et Betbeder-Matibet en particulier, jugent en effet que ce coefficient ne devrait pas être sanctuarisé, mais qu'il devrait pouvoir être modulé en fonction des cas pratiques. Ils fondent leur avis sur le fait que la totalité des paramètres de la méthode sont variable et dépendent d'une régression statistique d'une collection de données, elle-même dépendante d'une sismothèque évolutive et il ne voit donc pas pourquoi ce dernier coefficient devrait être, lui, fixe.

Pour la réunion qui suit celle lors de laquelle la méthode a été présentée au Groupe de travail, les experts d'EDF ont effectué un premier essai de la nouvelle méthode pour le site de Paluel. Ils ont également pris soin d'effectuer une étude sur la variabilité de ce dernier coefficient de majoration qui permet de passer du spectre SMHV au spectre SMS. Ils ont alors estimé que, à profondeur constante pour le SMHV et le SMS, le facteur 2 est très pessimiste. D'après leur étude, le coefficient moyen de majoration entre les spectres d'intensité VI et VII est de 1,6 et non de 2. Les experts du CEA ont également mené une étude de sensibilité du coefficient à partir de la sismothèque et présentent des résultats qui confirment le facteur 2 comme valeur moyenne. Cette valeur est obtenue dans leur cas en faisant varier la profondeur des séismes pour une magnitude constante. D'une part, l'étude du BERSSIN confirme la valeur moyenne de 2, mais il précise qu'un facteur beaucoup plus élevé peut être observé pour les basses fréquences (entre 0,1 et 1 Hz). La question qui se pose dans la discussion qui fait suite à la présentation des deux études est de savoir quel est le sens géologique du passage du SMHV au SMS. Est-ce un séisme équivalent qui se produit dans une zone du sous-sol plus pénalisante, par exemple plus proche de la surface ou s'agit-il d'un séisme qui se produit au même lieu, mais avec plus d'énergie ? Faut-il augmenter la magnitude ou diminuer la profondeur du SMS par rapport au SMHV ? Dans le premier cas, le facteur 2 pour la majoration du spectre semble trop conservateur, tandis que dans le second cas il apparaît être une bonne moyenne.

---

<sup>546</sup> Ibid., p.5

On trouve trois positions au sein du Groupe de travail sur la définition de ce coefficient de majoration<sup>547</sup>. La première possibilité est d'appliquer une marge forfaitaire entre le SMHV et le SMS dans le sens de la pratique courante qui majore forfaitairement l'intensité d'un degré ou la magnitude de 0,55 pour ce même passage. Cette attitude aurait l'avantage d'être compatible avec l'esprit de l'échelle d'intensité MSK et de sa relation avec l'accélération, qui est multipliée par deux entre chaque degré d'intensité. Mais l'esprit de la méthode proposée par Mohammadioun est d'adapter tous les coefficients aux cas particuliers en sélectionnant dans la sismothèque uniquement les séismes adaptés à un site particulier. La deuxième position défendue par EDF est de conserver la profondeur entre le SMHV et le SMS et de définir alors, étant donnée la sensibilité du facteur de majoration à ce paramètre, des valeurs de coefficient pour différentes profondeurs types. La dernière position, celle défendue par les agents du BERSSIN essentiellement, consiste à ce que l'exploitant construise en premier lieu plusieurs spectres SMHV pour différents couples de paramètres (magnitude/profondeur) et choisissent l'enveloppe de ces spectres comme spectre SMHV. Ensuite, de majorer ce spectre par un facteur moyen issu du rapport entre les spectres d'intensité équivalente au SMHV et l'intensité d'un degré supérieure. Ce coefficient est égal à 2 entre l'intensité VI et VII, mais peut varier selon les classes d'intensité et fonction des spectres pris en compte. L'accord du groupe ne sera pas trouvé lors de cette réunion. Il ressort ainsi en conclusion que :

*« Pour l'ensemble des membres du GT la nouvelle méthodologie proposée par Mohammadioun constitue un bon outil de travail, le mieux adapté, dans l'état actuel de la technique, pour les calculs de spectres SMHV. Cependant, l'unanimité n'est pas faite quant au facteur multiplicatif qui doit permettre de déterminer le spectre du SMS à partir de celui du SMHV »<sup>548</sup>*

Suite à ce désaccord, les membres du Groupe de travail EDF-CEA rédigent une note commune proposant une procédure d'application de la méthode de Mohammadioun. Cette note, du 25 juin 1979<sup>549</sup>, apporte trois précisions quant à l'utilisation du coefficient de majoration. Tout d'abord, il est acté que ce coefficient est variable. La valeur 2 de ce coefficient est sa valeur de base. Toutefois, EDF peut utiliser un coefficient différent en apportant une étude statistique du rapport entre une collection de spectres d'intensités équivalentes au SMHV du site et d'un degré supérieur en intensité, en effectuant cette comparaison pour chaque fréquence. De plus, EDF devra présenter une étude de sensibilité du spectre adapté au site à la valeur retenue pour la profondeur en comparant trois spectres correspondants à trois valeurs de profondeur différentes représentant la marge d'incertitude relative à son estimation. En effet, dans la procédure d'application, la profondeur reste stable entre le SMHV et le SMS, ainsi seule la magnitude est majorée. Le coefficient de majoration

---

<sup>547</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 20 avril 1979 au CEN-FAR », p.3-4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215462)

<sup>548</sup> Ibid.

<sup>549</sup> Groupe de travail CEA-EDF « séismes », « Nouvelle méthodologie de calcul des spectres adaptés aux sites », 25 juin 1979 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215464)



étant très sensible à la profondeur choisie pour le SMHV, la procédure d'application prévoit la définition de trois spectres SMHV et de trois spectres SMS correspondant à trois valeurs de profondeurs différentes. Une valeur minimale, une valeur « plausible » et une valeur maximale. Il est en outre précisé que les trois spectres SMS correspondant à trois valeurs de profondeur seront comparés au spectre de dimensionnement dans le cadre de l'analyse de sûreté.

La procédure précise également trois autres règles d'application de la méthode. En premier lieu, il est précisé que le coefficient de majoration de 2 n'est utilisé que par défaut, si les données disponibles sont insuffisantes. Le texte précis, qui va nourrir des querelles d'interprétation entre les membres d'EDF et du DSN, est le suivant :

*« [Alinéa 5] Au cas où la procédure définie dans le paragraphe 4 ne serait pas applicable, faute de données suffisantes, les coefficients multiplicateurs seront pris constants et égaux à 2 »<sup>550</sup>*

Les deux dernières précisions concernent la définition du SMHV dont il est précisé qu'il peut concerner plusieurs séismes et que dans ce cas chaque séisme doit faire l'objet d'une étude particulière et enfin, il est précisé qu'il sera procédé des révisions périodiques des corrélations utilisées dans la méthode au fur et à mesure que de nouvelles données seront ajoutées à la sismothèque. La note du 25 juin 1979, bien qu'en dehors de tout cadre réglementaire, a pour vocation à être un document de référence établissant la position univoque du Groupe de travail, auquel il pourra être fait référence lors de l'examen des rapports de sûreté des installations nucléaires.

Le désaccord sur les conditions d'utilisation d'un facteur multiplicatif modulé, différent de 2, pour le passage entre le SMHV et le SMS, est l'objet de dissension entre les représentants d'EDF et du CEA dès la réunion suivante du groupe, qui se tient le 26 octobre 1979 et qui porte sur la détermination des spectres de réponse adaptés aux sites des centrales de Paluel et de Saint-Alban en prévision de l'examen prochain de leur rapport provisoire de sûreté par le Groupe permanent<sup>551</sup>. Il y a un désaccord de fond sur l'interprétation de la possibilité de moduler le coefficient de majoration du spectre SMS. Pour les experts du CEA, le coefficient 2 est le coefficient de base, qui peut ne pas être utilisé, mais si et seulement si une justification robuste est apportée. Pour EDF, c'est l'inverse. Le coefficient 2 est un cas exceptionnel, pris par défaut, quand les données sont vraiment trop insuffisantes pour définir un coefficient modulé. Lors de la réunion suivante, les agents du DSN ont conduit leur propre étude et présentent aux membres du Groupe de travail un spectre adapté au site de Paluel utilisant comme coefficient multiplicateur le facteur 2. Sans revenir sur l'utilisation du coefficient, les représentants d'EDF constatent que :

---

<sup>550</sup> Ibid., p.5

<sup>551</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 26 octobre 1979 au CEN-FAR » (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215464)

*« Ce spectre est enveloppé par le spectre EDF calé à 0,2g et il ne dépasse que très légèrement le spectre USNRC calé à 0,15g. On peut donc considérer que ces deux spectres pris comme spectres de dimensionnement sont capables de couvrir, aussi bien l'un que l'autre, l'effet du SMS du site de PALUEL »<sup>552</sup>*

Ainsi, les experts d'EDF estiment qu'il n'y a pas lieu de revenir sur le spectre adapté au site qu'ils ont proposé, le spectre du DSN ne remettant pas en cause le dimensionnement. Par ailleurs, les représentants d'EDF font savoir aux membres du Groupe de travail que la position d'EDF a été figée par une lettre de la Région d'Équipement de Clamart, qui est le maître d'œuvre du projet Paluel, indiquant qu'il considère que la nouvelle méthode était en cours de mise au point pendant la conception de la centrale et qu'elle ne peut en conséquence être appliquée. Les experts d'EDF précisent que de façon générale, pour EDF, cette méthode ne s'applique qu'aux nouveaux sites.

La question de la modulation de ce coefficient de majoration n'est pas pour autant réglée et reviendra par la suite. Mais, à la fin de l'année 1979 et au début de l'année 1980, la question pressante est celle des séismes superficiels qui concernent les sites de Tricastin, Saint-Alban et plus encore Chinon. En effet, depuis la réunion du Groupe permanent du 30 novembre 1978, le sort du projet est suspendu aux résultats de l'étude conduite par Nathan Newmark pour le compte d'EDF. Suite à la mission aux États-Unis des membres de Groupe de travail, EDF a engagé Nathan Newmark, le spécialiste et consultant le plus influent de l'autorité de sûreté américaine sur la question de robustesse parasismique, pour qu'il conduise une étude sur l'effet d'un spectre hautes fréquences sur un bâtiment réacteur d'une centrale nucléaire du palier 900 MWe. Les résultats de cette étude sont obtenus à la fin de l'année 1979 et font l'objet d'une série de réunions au sein du Groupe de travail dans la première moitié de l'année 1980.

Les résultats de l'étude Newmark sont difficiles d'accès pour les membres du Groupe de travail, notamment du fait de la taille imposante du rapport (500 pages) et de l'absence de synthèse et de conclusion. Pour faciliter son intégration, Costes a rédigé une première note de réflexion sur le rapport Newmark, discuté lors de la réunion du 20 février 1980, et Michel Livolant, le directeur du Département d'étude mécanique et thermique du CEA propose une analyse détaillée de l'étude de Newmark, discutée lors de la réunion du 18 avril.

Dans sa note, Costes précise qu'il y a une incohérence entre la théorie et l'empirie dans la prise en compte des spectres des séismes superficiels riches en hautes fréquences. En particulier, il indique que :

*« Avec ce type de séisme, on constate des accélérations maximales de l'ordre de 0,5g et même supérieures suivant certaines conditions ; malgré cela, on ne constate généralement que des*

---

<sup>552</sup> Garnier, Guéraud, « Groupe de travail EDF-CEA sur les séismes : compte-rendu de la réunion du 7 décembre 1979 », E-SE/GC 80-17, 4 juin 1980, p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215464)

*dégâts faibles ou apparemment nuls, alors que les calculs mettent en évidence des dépassements de la limite élastique des matériaux [donc des déformations définitives] »<sup>553</sup>*

Pour Costes, cette apparente incohérence est due aux méthodes de calcul qui ne tiennent pas compte de l'effet du radier des centrales nucléaires, imposant bloc de béton précontraint de plusieurs mètres d'épaisseur. D'après l'étude de Newmark, la prise en compte du radier dans les méthodes d'analyse conduit à filtrer largement les hautes fréquences des mouvements sismiques. Les membres du Groupe de travail demandent à Costes s'il est possible de trouver une règle simple permettant de tenir compte de cet effet de filtration des hautes fréquences en fonction de la distance de l'épicentre. Costes estime qu'il y a deux solutions possibles. La première serait d'écrêter forfaitairement les spectres de réponses dans la partie hautes fréquences pour tenir compte de la filtration par le radier. La deuxième solution est celle proposée par Newmark dans son étude. Newmark stipule que la prise en compte des déformations plastiques lors du passage des ondes sismiques, déformations qui dissipent de l'énergie, toucherait en majorité les mouvements à haute fréquence<sup>554</sup>. Ainsi Newmark utilise, dans son analyse de comportement de l'installation sous séismes, des spectres de réponses réduits en fonction de la ductilité des structures concernées (facteur qui varie en fonction de la classe sismique de l'équipement<sup>555</sup>) et qui ont tendance à impacter surtout les hautes fréquences. Lors de la réunion, aucune décision quant aux solutions n'est retenue, mais les membres du Groupe de travail soulèvent l'intérêt qu'il y aurait à trouver une règle simple d'application pour diminuer l'incidence des hautes fréquences dans les mouvements sismiques. Intérêt partagé par les représentants d'EDF aussi bien que du CEA qui sont aussi exploitants d'ouvrages concernés :

*« Le CEA se trouve confronté à des problèmes de ce type pour de nouvelles installations de stockage de combustibles et de produits radioactifs à MARCOULE et à LA HAGUE. Il voudrait que l'on puisse donner des règles de calcul simples aux constructeurs concernés »<sup>556</sup>*

L'analyse de l'étude Newmark par Livolant et son équipe est discutée lors de la réunion du 18 avril 1980. Ils estiment d'une part que, malgré la qualité de l'étude, elle ne peut dans sa forme actuelle déboucher sur une règle ou une pratique permettant de régler facilement le problème des hautes fréquences dans les études de conception. Toutefois, ils estiment que le rapport est très instructif et qu'il fournit une première preuve dans le caractère limité des dégâts occasionnés par les séismes superficiels. Selon Livolant, le rapport de Newmark apporte une première réponse qui valide les « estimations intuitives antérieures sur les effets limités des séismes superficiels, mais il ne va pas assez loin pour constituer une justification stricte dans le sens

---

<sup>553</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 20 février 1980 au CEN-FAR », p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215464)

<sup>554</sup> Didier Costes, « Effets sur une installation nucléaire de séismes proches de faible magnitude », DSN/80-218/DC/GT, 19 février 1980 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°261539)

<sup>555</sup> Newmark utilise des facteurs de ductilité compris entre 1 et 1,3 pour les équipements de classe I et un facteur compris entre 3 et 8 pour les équipements de classe III.

<sup>556</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 20 février 1980 au CEN-FAR », p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215464)

de la sûreté »<sup>557</sup>. Plus encore, et dans l'optique de l'examen prochain du rapport provisoire de sûreté de Chinon, l'étude de Newmark peut être considérée comme une première confirmation vis-à-vis du caractère robuste de la centrale de Chinon, et *a fortiori* du Tricastin, face à un séisme superficiel<sup>558</sup>.

Dans la réunion suivante du Groupe de travail, il sera même envisagé que l'étude Newmark et son application au cas de Chinon fassent jurisprudence et permettent de clore définitivement la problématique des séismes proches dans l'évaluation de robustesse parasismique des centrales nucléaires :

*« Il n'y a cependant plus de désaccords importants pour ce dernier point. L'application à Chinon du séisme de Melendy Ranch (étude Newmark) pourrait faire jurisprudence. Pour l'avenir EDF compte utiliser systématiquement les appuis antisismiques pour les sites à la fois hors standard et soumis à des séismes proches »<sup>559</sup>*

À l'été 1980, l'organe administratif de sûreté nucléaire est conduit à officialiser rapidement une réglementation complète concernant les pratiques visant à assurer la sûreté des centrales nucléaires françaises. La nouvelle méthodologie d'évaluation de l'aléa sismique développée au sein du Groupe de travail doit alors être formalisée en règlement.

### 4.2.3. Asseoir la démonstration de la robustesse sur des règles techniques

L'exportation des centrales nucléaires de conception française à l'étranger a fait naître dans la décennie 1970, la nécessité de développer en France une réglementation technique complète. En effet, l'industrie nucléaire française repose sur un cadre réglementaire très souple et surtout très dispersé, avec l'utilisation des codes de construction conventionnels comme le Code de construction en béton armé de 1968, parfois amendés pour correspondre aux exigences particulières du nucléaire. Ce manque de structure réglementaire a grevé les capacités d'exportation de l'industrie nucléaire française à l'étranger, notamment dans les pays ne possédant pas d'institutions ou de corps d'experts capable de s'approprier la technologie. Pour remédier à cela, EDF et Framatome ont lancé au milieu des années 1970, la rédaction de Règles de construction et de conception (RCC) visant à faire la synthèse de l'ensemble des pratiques et des textes utilisés en France. Ces règles de construction ne sont pas des règles contraignantes, mais seront néanmoins utilisées « *comme références pour la construction et la conception des futures centrales françaises, au niveau national comme à l'export* » (Mangeon, 2018, p. 159). La publication de ces RCC au tournant de l'année 1980 est

---

<sup>557</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 18 avril 1980 au CEN-FAR », p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215464)

<sup>558</sup> Ibid.

<sup>559</sup> Plichon, « Réunion du Groupe de travail EDF/CEA : compte-rendu du 27 juin 1980 », E-SE/GC 80-24, (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215464)

accompagnée d'un second effort de formalisation de la pratique avec la publication, cette fois-ci par l'organe administratif de sûreté nucléaire, de Règles fondamentales de sûreté (RFS). Selon Cyril Foasso, ce sont les industriels français qui ont fait pression sur les plus hautes autorités gouvernementales pour réclamer une codification plus précise, qui soit plus adaptée à la situation industrielle française, des critères d'acceptation par l'administration de la sûreté des installations nucléaires (Foasso, 2003, p. 363). D'une part, les industriels français souhaitaient un cadre réglementaire plus formalisé auquel ils pourraient se référer pour s'assurer que leur projet soit accepté par l'autorité de sûreté plutôt qu'être soumis en permanence au jugement incertain des experts du Groupe permanent et de l'organe administratif de sûreté. D'autre part, les industriels avaient besoin que les RCC soient accompagnées d'un cachet officiel de l'administration française. Ainsi les RFS pourraient fournir un cadre d'application des RCC accepté officiellement par l'administration française.

La nécessité de disposer de Règles fondamentales de sûreté a été une demande impromptue et néanmoins urgente qui a bousculé le cours de l'activité du Groupe de travail. Le 26 septembre 1980, Michel Nogue, représentant de l'organe administratif de sûreté nucléaire, intervient au sein du Groupe de travail pour présenter la nouvelle volonté réglementaire. Nogue présente le projet des Règles fondamentales de Sûreté de l'organe administratif de sûreté nucléaire et du rôle que pourrait jouer le Groupe de travail de la façon suivante :

*« Ces règles seraient diffusées sous forme de documents révisables, correspondant à un code de bonne pratique. Le SCSIN [l'organe administratif de sûreté] pense faire appel aux spécialistes du DSN et d'EDF pour la rédaction de la Règle Fondamentale de Sûreté sur les séismes. Il lui paraît particulièrement intéressant que le Groupe de travail s'attaque aujourd'hui aux problèmes de fond de l'analyse du risque en cherchant à dégager une philosophie commune à tous ces membres »<sup>560</sup>*

Candès note que le Groupe de travail s'est attelé au problème des sites en s'attachant plus particulièrement aux aspects méthodologiques ce qui l'a conduit à remettre en cause le rapport DSN N°50. Il estime qu'il apparaît aujourd'hui nécessaire d'aborder la question de la construction d'une nouvelle approche globale de la problématique sismique qui pourrait être soumise au Groupe permanent lors d'un examen spécial comme cela avait été le cas en 1974 pour le rapport DSN N°50. Nogue répond que l'idée derrière la rédaction des RFS est inverse : il ne s'agit pas de développer une nouvelle méthodologie et de la soumettre au Groupe permanent, mais de proposer un guide de bonne pratique tenant compte de tout le travail accompli par le Groupe de travail depuis 1975, en tenant compte des avis et recommandations déjà donnés par le Groupe permanent sur les différents dossiers et tenant compte enfin des nouvelles Règles de conception et de construction établies par les industriels. L'objectif étant d'aboutir à un texte d'une dizaine de pages d'ici 3 mois. Finalement, c'est à la position de Candès que l'histoire donne raison, puisque se tient le 30 avril 1981 une réunion spéciale du Groupe permanent pour l'examen de la Règle

---

<sup>560</sup> DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 26 septembre 1980 au CEN-FAR », p.2 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°215464)

Fondamentale de sûreté séismes qui repose essentiellement sur la nouvelle méthode de calcul des spectres adaptés au site et de la procédure d'application entérinée par le Groupe de travail. L'examen par le Groupe permanent de cette RFS est l'occasion de régler les dissensions qui sont apparues au sein du Groupe de travail.

Le texte de la règle fondamentale de sûreté a été rédigé par un sous-groupe du Groupe de travail EDF-CEA composé de Betbeder-Matibet pour EDF, de Candès et Mohammadioun pour le CEA ainsi que de Michel Nogue pour l'organe administratif de sûreté, mais il a été discuté à plusieurs reprises lors de réunions du Groupe de travail dans son ensemble. Le texte soumis à l'examen du Groupe permanent comporte trois éléments successifs. Tout d'abord, une présentation de la méthode sismotectonique permettant la définition des séismes de référence du SMHV et du SMS reprise du rapport DSN N°50. Ensuite, la méthode de calcul des spectres adaptés au site. Enfin, la dernière partie porte sur la relation entre les spectres adaptés au site et le spectre de dimensionnement.

La première partie n'apporte aucune précision supplémentaire sur la détermination des provinces sismotectoniques mis à part l'abandon de cette appellation au profit de « domaine tectonique ». La deuxième partie reprend mot pour mot la procédure d'application de la méthodologie entérinée par un avis du Groupe de travail en juin 1979. Cette reconduction a nourri des discussions vives entre les membres du sous-groupe de rédaction de la règle fondamentale de sûreté. En particulier, EDF souhaitait que la définition du SMHV soit établie à partir du séisme conduisant à l'intensité la plus forte sur le site, tandis que la procédure de 1979 stipulait que plusieurs séismes pouvaient être considérés s'ils conduisaient à des mouvements plus forts à certaines fréquences (par exemple un séisme lointain riche en basses fréquences et un séisme proche riche en hautes fréquences). De même, les experts du CEA souhaitaient que le coefficient de majoration de facteur 2 pour passer du spectre SMHV au spectre SMS soit la valeur de référence et qu'un coefficient modulé puisse être utilisé si et seulement si l'exploitant fournissait une étude démontrant le bien-fondé d'un autre coefficient, alors que la procédure de 1979 stipule que le coefficient de 2 n'est utilisé qu'à défaut de données suffisantes. Dans les deux cas, la procédure de 1979 est reconduite dans le texte de la règle. Par contre, cette partie propose une nouvelle méthode de prise en compte des séismes superficiels.

Les séismes proches sont caractérisés dans la règle par une profondeur de foyer inférieure à 5 km, de magnitude inférieure à 6 sur l'échelle de Richter et si et seulement si le SMHV correspondant est d'intensité supérieure ou égale VI MSK. Dans ce cas, la règle prévoit l'utilisation d'un spectre de forme forfaitaire, qui est très proche du spectre DSN 0,3g de 1974<sup>561</sup>, et calé en niveau par des correspondances directes entre intensité et accélération, par le tableau suivant :

---

<sup>561</sup> Il s'agit d'un spectre de forme simplifiée, fait de segments reliant 7 points donnant des facteurs d'amplification de l'accélération par rapport à l'accélération à fréquence infinie. Le spectre est très proche du spectre DSN de 1974, mais

Intensité I	VII	VII-VIII	VIII	VIII-IX	IX
Accélération (g)	0,25	0,3	0,4	0,5	0,6

Ainsi le spectre forfaitaire utilisé pour représenter les séismes proches, dont les mouvements sont riches en hautes fréquences correspond globalement au spectre développé en décembre 1974 pour vérifier la robustesse de la centrale de Tricastin à ce genre de séisme. Seule la relation d'équivalence entre intensité et accélération a un peu évolué. Le spectre DSN 0,3g correspond à l'origine à un SMS d'intensité VIII. Dorénavant il caractérise l'intensité VII-VIII. Ce choix de spectre a l'avantage de garantir la validité de l'étude de vérification de la robustesse parasismique d'une centrale du palier 900 MWe à un séisme proche d'intensité VII-VIII. La figure suivante représente le spectre de dimensionnement EDF 0,2g, le spectre DSN 0,3g ainsi que le spectre forfaitaire séisme superficiel de la RFS I.2.c. calé à 0,3g :

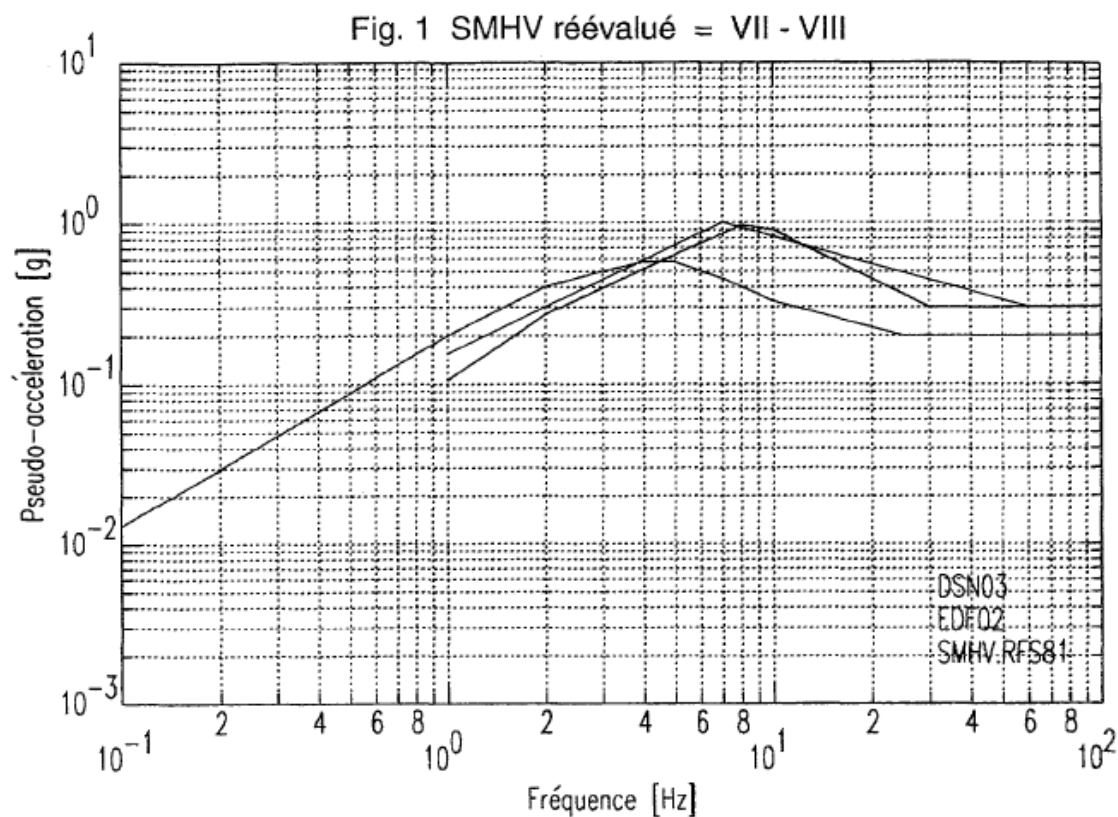


Figure 24 : Représentation graphique du spectre de dimensionnement EDF 0,2 g, du spectre adapté au site correspondant à un séisme proche d'intensité VII-VIII tel que défini dans la RFS et du spectre DSN 0,3 g utilisé pour la vérification de la tenue de la

présente quelques différences qui sont issues d'un travail d'ajustement de la forme par la compilation du spectre DSN 0,3g, du spectre de Melendy Ranch 0,5g et du spectre proposé par Ambraseys 0,4g.

La troisième partie de la règle fondamentale porte sur la relation entre le ou les spectres adaptés au site obtenus par la Règle fondamentale de sûreté et le spectre de dimensionnement. Ils interviennent à deux moments. Premièrement, au moment du rapport provisoire de sûreté, il est vérifié que le spectre de dimensionnement enveloppe les spectres adaptés au site et, dans le cas contraire, il est précisé que l'exploitant doit modifier son projet. Il est inscrit dans le texte proposé au Groupe permanent la mention suivante :

*« Avant toute décision irréversible, il est vérifié que les spectres de réponse [...] associés aux Séismes Majorés de Sécurité, n'excèdent pas le spectre correspondant envisagé par l'exploitant, ci-après dénommé spectre de dimensionnement, pour servir de base à la conception de son installation. Si tel n'est pas le cas, l'exploitant définit des dispositions correctives appropriées qu'il soumet à l'approbation de l'administration »<sup>562</sup>*

Deuxièmement, après la réalisation de l'installation et quand les nouvelles connaissances y conduisent, de nouveaux spectres adaptés aux sites peuvent conduire à des vérifications *a posteriori* de la bonne tenue de l'installation. Dans le cas où le nouveau spectre serait supérieur aux spectres de dimensionnement, il est précisé que l'exploitant pourra justifier la robustesse parasismique de son installation en valorisant les marges de sécurité disponibles. Il est alors inscrit que :

*« Lorsque les éléments nouveaux amènent, après que des décisions irréversibles ont été prises, à réviser en hausse le spectre correspondant aux Séismes Majorés de Sécurité, il peut être procédé à des vérifications *a posteriori* par des méthodes de calculs appropriées, pour apprécier les marges de sécurité qui demeurent disponibles vis-à-vis du risque sismique. En ce cas, cette appréciation doit être soumise à l'approbation de l'administration »<sup>563</sup>*

En dernier point, il est précisé le caractère rétroactif de la règle. La position de principe exprimée par EDF en 1979 était que les évolutions des méthodes de calcul de spectre ne doivent pas être rétroactives. Or l'organe administratif de sûreté nucléaire a décidé que toutes les Règles fondamentales de sûreté seraient rétroactives d'une part et que, d'autre part il se réservait le droit de les modifier pour tenir compte de l'évolution des connaissances. En outre, il est précisé que la marge de sécurité forfaitaire apportée par le degré d'intensité supérieur du SMS par rapport au SMHV peut être utilisée pour couvrir une éventuelle réévaluation, sous réserve d'acceptation de l'administration. Le texte précise que :

*« Cette marge d'une unité peut permettre, en outre, de couvrir dans certains cas une réévaluation éventuelle du SMHV ou de son épicentre, susceptible de résulter du progrès des connaissances méthodologiques ou historiques locales, qui surviendrait pendant la phase de*

---

<sup>562</sup> Ministère de l'Industrie, Direction de la qualité et de la sécurité industrielle, Service Centrale de sûreté des installations nucléaires, « Projet : Règles fondamentales de sûreté : règles I.2.c. : Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations », 23 avril 1981, p.9 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°214240)

<sup>563</sup> Ibid.



*construction ou d'exploitation de l'installation. L'administration se réserve, en pareil cas, et tant que de besoins, de demander toutes évaluations complémentaires utiles des marges de sécurité disponibles et, si nécessaire, de demander la mise ne place de certaines dispositions complémentaires »<sup>564</sup>*

La version de la règle fondamentale telle que rédigée par le sous-groupe de travail fait l'objet d'un court avis du Département de sûreté nucléaire, rédigé en 3 jours, pour servir de base à la discussion lors de la réunion du Groupe permanent. La seule proposition de recommandations des experts du CEA qui ont, par ailleurs, contribué à la rédaction du texte porte sur l'utilisation du facteur de majoration du spectre SMS par rapport au spectre SMHV. Les auteurs de l'avis pensent en effet que le facteur deux doit être largement utilisé et que le facteur modulé puisse l'être que dans des cas particuliers, où les connaissances seraient suffisantes. Ils écrivent ainsi dans leur avis que :

*« L'expérience de près de deux ans montre que la possibilité laissée à l'exploitant d'utiliser deux options de la méthode est une source de difficultés. Il serait nettement préférable de recommander comme standard, l'utilisation des coefficients deux en réservant l'éventualité d'user de coefficients modulés dans les cas où les données sont suffisantes »<sup>565</sup>*

L'examen du texte de la règle fondamentale par le Groupe permanent, en date du 30 avril 1981, aboutira à un compromis entre les deux positions. Lors de la réunion, Michel Laverie, alors vice-chef de l'organe administratif de sûreté, précise que la proposition du CEA vise à inverser la charge de la preuve. Cet amendement revient à demander au constructeur de faire la démonstration que les données sont suffisantes pour utiliser les coefficients modulés alors que le texte initial laisse aux autorités de sûreté le soin de prouver qu'elles ne le sont pas. Il propose alors de garder le texte tel quel, mais d'y introduire la mention que les données doivent être suffisantes pour utiliser les coefficients modulés et que la démonstration de cette suffisance est à la charge du constructeur. Cette proposition est acceptée à la majorité, malgré le désaccord exprimé par Betbeder-Matibet<sup>566</sup>. Aucune autre modification ne sera apportée au texte proposé et la Règle fondamentale de sûreté sera finalement entérinée telle quelle en septembre 1981 par l'organe administratif de sûreté nucléaire.

Quatre ans après la publication de la Règle fondamentale de sûreté, se tient l'examen du rapport définitif de sûreté de la centrale de Tricastin. La section « Sismologie » du chapitre « Site » du nouveau rapport de sûreté est identique à la version du rapport provisoire et ne fait de ce fait référence ni aux travaux de la carte sismotectonique de France ni à la RFS. Pire, elle fonde encore l'estimation de l'intensité maximale du séisme majoré de sécurité de niveau VIII sur l'avis du professeur Rothé, entériné par l'avis du Groupe de travail lors de l'examen du rapport provisoire. Il est ainsi écrit :

---

<sup>564</sup> Ibid., p.4

<sup>565</sup> DSN, « Analyse de la RFS I.2.c. : Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations », DSN/434, 29 avril 1981, p.4 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°214240)

<sup>566</sup> Examen de la Règle fondamentale de sûreté I.2.c., « Compte-rendu de la réunion du groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires en date du 30 avril 1981 », GPR81-34 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°214240)

*« En prenant un séisme majoré d'un degré pour le séisme majoré de sécurité, le séisme à prendre en compte pour le site de Tricastin est donc de degré VIII MSK. Cette valeur est confirmée par les études du professeur ROTHE et entérinée par les conclusions du groupe de travail CEA-EDF (cf. Réf. N°18)<sup>567</sup> »<sup>568</sup>*

Pourtant lors de l'examen du rapport définitif en 1985, les experts du CEA font remarquer que les travaux de la carte sismotectonique ont conduit à réévaluer l'intensité d'un des séismes de référence et que le séisme majoré de sécurité utilisé pour une nouvelle installation CEA sur le site voisin de Pierrelatte est désormais d'intensité VIII-IX MSK. De plus, les experts du CEA stipulent que l'application de la nouvelle règle conduit à des spectres adaptés au site qui dépassent le spectre de dimensionnement de la centrale de Tricastin en basses fréquences<sup>569</sup>. Ils demandent alors à EDF de mettre à jour son rapport de sûreté en tenant compte des nouvelles données apportées par la carte sismotectonique et d'en tirer toutes les conséquences sur le dimensionnement par l'application de la règle fondamentale. La défense des experts d'EDF repose sur deux arguments. Dans un premier temps, ils précisent que le rapport définitif de sûreté a pour vocation d'intégrer les résultats et les enseignements des premières années d'exploitation de la centrale et non de revoir ses bases de conception<sup>570</sup>. Le deuxième argument est que, d'après la Règle fondamentale de sûreté, la marge d'un degré d'intensité séparant le SMS du SMHV a précisément vocation à couvrir ce genre d'évolution des données de base. De fait, selon eux, l'application de la règle conduit à ne tenir compte de l'avancée des connaissances que si celles-ci sont de nature à remettre en cause la robustesse de l'installation. Or, les experts d'EDF précisent que, tant que le nouveau SMHV ne dépassera pas le niveau du SMS actuel, la robustesse n'est pas remise en cause. Ils expriment alors, la position suivante devant le Groupe permanent :

*« [les nouvelles données] n'indiquent pas d'éléments nouveaux importants susceptibles de remettre en cause le SMS d'intensité VIII et le dimensionnement par le spectre EDF calé à 0,2g. Il paraît donc acceptable d'admettre que les incertitudes des analyses sismotectoniques apparues en cours de réalisation ne doivent pas se cumuler avec la marge de sécurité d'un degré d'intensité sur l'échelle MSK »<sup>571</sup>*

Cette position est reprise et entérinée par l'avis du Groupe permanent sur l'examen du rapport définitif de la centrale nucléaire de Tricastin en janvier 1986. Il conclut alors sur l'acceptabilité de cette situation paradoxale du fait de l'existence de la marge du SMS et de

---

<sup>567</sup> Cette référence renvoie à l'avis du Groupe de travail du 24 novembre 1978 qui a servi à fonder la décision du Groupe permanent pour l'examen du rapport provisoire de la centrale du Tricastin. (DSN, « Compte-rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séismes tenue le 24 novembre 1978 au CEN-FAR », Annexe 1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°214240))

<sup>568</sup> EDF, « Rapport définitif de sûreté : Volume I, Chapitre 1 », 1985 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses)

<sup>569</sup> DSN, « Avis du DSN sur le rapport définitif de sûreté de la centrale de Tricastin », Rapport SAER N°85-677, 13 décembre 1985 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°214240)

<sup>570</sup> EDF, « Rapport définitif de sûreté : Volume I, Chapitre 1 », 1985, p.1 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses)

<sup>571</sup> Examen du rapport définitif de la centrale de Tricastin., « Compte-rendu de la réunion du groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires en date du 18 décembre 1985 », GPR85-42 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°214240)

l'appui de la Règle fondamentale de sûreté. La situation est résumée de la façon suivante par le chef du Département de sûreté nucléaire au chef de l'organe administratif :

*« C'est en suivant la démarche sismotectonique définie dans la Règles fondamentale de sûreté I.2.c., pour la prise en compte du mouvement sismique de référence pour les nouvelles installations nucléaires de base du site de Pierrelatte que le DSN a été amené à réviser le SMS à l'intensité VIII-IX (MSK) et à définir deux mouvements du sol. Le premier correspond à un séisme régional dont le spectre de réponse n'est pas couvert par le spectre de dimensionnement de la centrale du Tricastin calé à 0,2g. Le second correspond à un séisme proche dont le spectre de réponse standard est forfaitaire, de forme peu différente est de même niveau que le spectre DSN calé à 0,3g ayant servi à la vérification de la tenue de la centrale EDF. Cependant, ces éléments nouveaux ne remettent pas en cause le dimensionnement basé sur le spectre du mouvement du sol EDF calé à 0,2g. En effet, il paraît acceptable d'admettre que les incertitudes des analyses sismotectoniques apparues en cours de réalisation ne se cumulent pas avec la marge de sécurité d'un degré MSK prise pour la détermination du séisme majoré de sécurité lors des autorisations initiales »<sup>572</sup>*

Plus que d'entériner une nouvelle méthodologie de calcul des spectres de réponse, la Règle Fondamentale de sûreté instaure un nouvel équilibre institutionnel. En précisant le mode d'interaction des spectres qu'elle vise à produire et les spectres qui ont servi au dimensionnement des installations, elle sépare définitivement deux mondes qui étaient encore entremêlés, au moins dans les débats au sein du Groupe de travail. L'activité de conception et l'industrie d'un côté, l'activité d'évaluation de sûreté et l'expertise de l'autre. La règle codifie à la fois la technique et la pratique ; elle régule désormais la pratique d'évaluation de la robustesse parasismique en intégrant les modalités de l'évaluation de l'aléa et les modalités d'interprétation des résultats. Elle sépare les deux mondes et régule leurs interactions. À partir de ce moment précis, les relations entre les experts d'EDF et du CEA se modifient et modifient le processus d'instauration de la robustesse parasismique des centrales nucléaires. Jusqu'à maintenant EDF devait démontrer la robustesse de son installation face à la menace sismique environnante. Dorénavant, c'est au Département de sûreté nucléaire qu'il revient de démontrer, en premier lieu, que de nouvelles connaissances sont de nature à remettre en cause cette robustesse. Le jeu se rééquilibre en quelque sorte. Dans la décennie 1970, les experts du CEA occupent une place de procureur : ils testent la qualité de la démonstration de l'exploitant sur la défense de la robustesse de ses installations. Dans la période qui s'ouvre au milieu des années 1980, les experts du CEA comme d'EDF sont tour à tour avocats de la défense et procureurs. Au premier tour, le CEA doit démontrer qu'il faut réexaminer le caractère robuste d'une centrale et EDF tente de mettre en déroute cette démonstration. Si le CEA l'emporte, il y a un deuxième tour au cours duquel c'est à EDF qu'il revient de démontrer, par de nouvelles pièces à conviction, la robustesse de son installation face à la nouvelle menace identifiée par le CEA et le CEA tente de mettre en déroute cette démonstration. Dans ce nouveau jeu qui s'installe, la marge de sécurité, et en

---

<sup>572</sup> Lettre du chef du DSN au chef de l'organe administratif de sûreté nucléaire du 19 octobre 1987, « Mise à jour du rapport définitif de sûreté du CPN du Tricastin : Risque sismique », DAS n°87-1080.

particulier celle séparant le SMHV du SMS, joue un rôle fondamental dans ce qu'il faut désormais appeler, non plus la démonstration de la robustesse parasismique, mais le maintien de cette démonstration.

## Conclusion de la deuxième partie

La robustesse à échelle industrielle ne s'instaure plus de la même façon que dans la phase expérimentale du nucléaire. L'augmentation du nombre de sites, du nombre d'installations, du nombre de réacteurs et conséquemment du nombre de questions techniques à élucider, avant qu'émerge une conviction partagée, a de nombreuses conséquences. Des conséquences dans l'organisation et le fonctionnement de l'arène subpolitique de gestion des risques, mais aussi des conséquences sur l'instauration de la robustesse elle-même. Il y a, plus précisément, un passage d'une instauration collaborative à une instauration confrontationnelle. Entre 1960 et 1974, la robustesse résultait de la concrétisation de l'objet technique ; elle était indissociable des installations en train de se réaliser, puisque c'était dans la pratique de conception que les différents acteurs de l'arène s'accordaient sur un modèle jugé robuste. Une fois l'objet technique réalisé, la conviction dans sa robustesse était acquise. La réplique d'un objet technique standardisé dans différents milieux géographiques remet en cause cette logique, du fait que, pour conserver la qualité de robustesse, il aurait fallu respecter une procédure de sélection des sites rigoureuse ; ce qui ne fut manifestement pas le cas. Le site de Tricastin est le cas emblématique d'un site choisi pour des raisons sans rapport avec le risque. Il fallut alors démontrer, malgré tout, la robustesse du projet. Cette démonstration s'est réalisée dans une pratique plus conflictuelle entre un industriel qui défend son rapport de sûreté, et à travers lui l'objet technique, face à des experts désormais extérieurs qui mettent à l'épreuve les fondements techniques et scientifiques du rapport de sûreté. Désormais, l'exploitant doit démontrer le caractère robuste d'une conception préexistante sur un nouveau site devant des experts qui n'ont pas contribué à son élaboration. Obtenir leur conviction dans la robustesse du projet est toujours essentiel à la mise en fonctionnement des installations nucléaires, mais passe conséquemment par un processus très différent de celui qui prévalait par le passé.

La robustesse elle-même, dans son caractère relationnel, a évolué. Elle s'est compartimentée et simplifiée. Pour instaurer la robustesse parasismique, il n'est pas question, dans un premier temps, de descendre à l'échelle des individus ou des éléments techniques pour tester la capacité de chaque composant à remplir les objectifs quantitatifs propres qui lui sont assignés. À l'inverse, l'évaluation de la robustesse est réduite à l'intercomparaison de deux spectres de mouvements du sol : le spectre utilisé pour le dimensionnement de l'objet technique, dont chaque point est traduit en actions mécaniques sur les différents individus et éléments techniques en fonction de leur emplacement et de leur fréquence propre, et un spectre de mouvements du sol correspondant à l'évaluation de l'aléa sismique d'un site. Si le premier spectre est supérieur au second en tout point, alors la robustesse parasismique est acquise. À l'inverse, si le second dépasse le premier, alors l'acquisition de la robustesse parasismique passe par l'exploration des conséquences du nouveau spectre sur l'atteinte des

objectifs de comportement des individus et éléments techniques jouant un rôle important pour le maintien des fonctions de sûreté. Un tel dépassement n'est pas synonyme de non-robustesse. Par exemple, la robustesse de la centrale de Tricastin a pu être démontrée avec un spectre de mouvements du sol supérieur au spectre de dimensionnement dans les hautes fréquences en mettant en exergue les capacités de résistances supplémentaires fournies par les marges (sous forme de coefficients de sécurité et de provisions sur charges) utilisées dans les codes et calculs de conception. Cette démonstration permet en retour de considérer que l'objet technique standardisé est robuste à son spectre de dimensionnement et à ce nouveau spectre. Dorénavant, l'évaluation de la robustesse pourra se faire en comparant le spectre spécifique à l'aléa d'un site avec les deux spectres pour lequel la robustesse est jugée acquise.

La nouvelle logique d'instauration de la robustesse par la démonstration est rendue possible en posant un regard scientifique sur l'objet technique désormais naturalisé. Il faut rechercher en lui les capacités de faire face à des phénomènes d'intensité ou de nature imprévues. La spécificité du séisme français, par rapport à la représentation californienne concrétisée dans l'objet technique, met à l'épreuve la robustesse parasismique en la soumettant, non pas à un séisme plus puissant, mais à un séisme différent. En empruntant la chaîne de transformations entre séisme et centrale qui a servi la conception de l'objet technique, le séisme français apparaît comme plus redoutable que le séisme californien. Cela s'explique par le fait qu'il y a une véritable unité épistémique qui s'est créée dans la décennie 1960 entre une représentation de l'aléa sismique, une représentation de l'installation nucléaire et des dispositifs de protection parasismique. Cette mise en équivalence fait correspondre une certaine conception avec un certain séisme ; si on change trop le séisme, la conception n'est plus adaptée. Il y a deux issues à la découverte de l'inadéquation des séismes français et californiens : ou bien refuser la réalisation de la centrale de Tricastin et revoir potentiellement tout le modèle standardisé de réacteur ; ou bien revoir la chaîne de transformations pour intégrer la nouvelle représentation de l'aléa sismique sans changer l'objet technique. C'est cette deuxième voie qui a été empruntée. Pour faire converger le séisme français et l'objet technique fondé sur un séisme américain, il fallut imposer un renouveau dans l'évaluation de l'aléa sismique ainsi que dans l'évaluation du comportement des bâtiments et des équipements. L'aléa sismique des différentes régions de France a été réévalué, caractérisé, délimité, catégorisé, grâce aux nouvelles données recueillies à grands frais pour lui conférer un traitement adapté. Le séisme caractéristique d'une région comme le Tricastin est peu profond et riche en hautes fréquences. Par rapport aux séismes californiens, il présente des accélérations plus élevées pour des intensités égales. Dans une certaine mesure (profondeur supérieure à 10 km et intensité inférieure ou égale à VIII MSK), la robustesse parasismique des installations a pu être démontrée au prix du développement de nouvelles méthodes, californiennes encore, de calcul des spectres et d'exploration du comportement des installations. Par contre, pour les séismes trop différents de ceux qui caractérisent la Californie (profondeur inférieure à 3 km), il n'y a pas de prises suffisantes dans la communauté scientifique pour ajuster l'espace de commune mesure de sorte à

démontrer la robustesse. Il faut alors développer des études *ad hoc*, investir beaucoup en R et D pour saisir la spécificité de l'action de ces séismes et du comportement des installations en retour. Les réponses sont suffisantes pour émettre une hypothèse bancale sur leur innocuité, mais pas pour effectuer une démonstration scientifique robuste. Néanmoins, la délégation et le confinement de la conviction au sein d'un petit groupe de travail permettent d'occulter les bases fragiles de cette conviction. Confier la conviction à un petit groupe d'experts permet alors de transformer une impression fragile en argument scientifique robuste aux yeux de l'arène subpolitique dans son ensemble.

Enfin, le travail de démonstration de la robustesse parasismique de la centrale de Tricastin a pu être augmenté en règle technique. Il s'agissait, à partir du cas de Tricastin, de formaliser une nouvelle chaîne de transformations entre séisme et centrale qui permette de démontrer, partout où la situation se reproduira, la robustesse de l'objet technique standardisé face aux séismes caractéristiques de la région du Tricastin. Il y a eu, tout au long du traitement d'un problème local, la volonté d'administrer une preuve générale. La chaîne de transformations entre séisme et centrale est transposée en démonstration scientifique universelle, via les rapports de sûreté successifs, qui débouche sur la rédaction d'une Règle fondamentale de sûreté valant pour toutes les installations nucléaires présentes, passées et futures. Cette règle générale est présentée comme une méthodologie d'évaluation de l'aléa sismique permettant de construire une représentation de l'aléa sismique scientifiquement adaptée au contexte sismologique français. En pratique, elle s'apparente plutôt à une méthodologie permettant d'assurer la démonstration de robustesse des réacteurs nucléaires américains face à un aléa sismique français, en contorsionnant ce dernier de sorte à le présenter de façon compatible avec les connaissances acquises sur le comportement de l'objet technique à ce genre de séisme. Elle n'en demeure pas moins juste scientifiquement, car il y a suffisamment d'incertitudes et de variabilité dans les connaissances pour pouvoir émettre des postulats justes scientifiquement et néanmoins compatibles avec la structure interne de l'objet technique.

La métamorphose de l'instauration de la robustesse change en retour la relation entre les différents modes d'existence du risque. En particulier, le risque dans le mode d'existence de l'objet technique domine dans cette période les deux autres. L'objet technique concrétisé, pour pouvoir être répliqué, impose ses limites à la connaissance des risques et à la politique des risques. On vient de le voir, la connaissance scientifique de l'aléa sismique et du comportement de l'objet technique a été complètement revue pour pouvoir démontrer la robustesse de l'objet technique. Politiquement, le séisme majoré de sécurité, qui représente en quelque sorte la volonté de sécurité que l'on souhaite apposer au-delà des connaissances actuelles de la menace sismique, évolue pour coller aux limites de résistance de l'objet technique. Aux premières difficultés de démonstration, EDF propose de refondre la procédure de détermination de ce séisme majoré pour le diminuer de sorte à ne pas remettre en cause la conviction dans la robustesse parasismique de la centrale de Tricastin. L'électricien justifie sa position par la connaissance relativement meilleure de la sismicité du

site par rapport aux sites précédents ou à la sismicité américaine. Le surcroît de connaissance peut compenser une diminution de la marge de sécurité. Au fur et à mesure que la chaîne de transformations se réforme, que l'aléa diminue, le séisme majoré de sécurité retrouve sa forme originale et intègre même de nouvelles sources de majorations. Dans ce cas, c'est bien la découverte de capacités de résistance supplémentaires dans l'objet technique ou la diminution de l'aléa sismique qui permet de renforcer la volonté politique de sécurité. La prégnance du mode d'existence de l'objet technique sur les deux autres est renforcée par la création d'une limite progressive à la remise en cause de l'objet technique : l'intensité sismique ne pourra plus être modifiée après le rapport préliminaire de sûreté tandis que le rapport provisoire scelle la chaîne de transformations entre séisme et centrale. Après, il faut puiser dans les marges de sécurité de l'objet technique, ou dans l'évaluation des menaces, les ressources nécessaires à compenser les éventuelles évolutions des connaissances.



# Partie III : Maintenir la robustesse par la marge

Après avoir examiné l'élaboration et la réalisation de la robustesse dans les deux premières parties, cette troisième partie est consacrée à l'activité de maintenance de la robustesse des installations nucléaires en fonctionnement. La délivrance de la qualité de robustesse au démarrage d'une installation à risques ne vaut pas *ad vitam*. Du fait du vieillissement des installations, de la découverte de défauts, du gain d'expérience, mais aussi de l'avancée des connaissances, la conviction vis-à-vis du caractère robuste d'une installation est susceptible d'évoluer dans le temps. Dès lors, il devient essentiel de maintenir la robustesse dans le temps. De nombreuses études traitant de la maintenance ont mis en avant deux caractéristiques fondamentales de cette activité : d'une part, elle est ontologiquement dépendante de l'objet qu'elle vise à maintenir (Denis, 2018 ; Henke, 2019 ; Yurchak, 2015) ; d'autre part, elle est loin d'être une activité neutre qui se limite à l'entretien des infrastructures, mais est au contraire un lieu d'expression très actif des oppositions sociales et politiques (Barnes, 2016 ; Graham & Thrift, 2007 ; Henke, 2000). Ces études encouragent alors à être attentif à la fois aux formes que prennent la maintenance – particulièrement au choix de ce qui est maintenu et de ce qui ne l'est pas et avec quel objectif (immuabilité, fonctionnalité, authenticité, etc.) – ainsi qu'à la manière dont ces formes sont le résultat d'un jeu de pouvoir entre différents collectifs qui défendent des intérêts particuliers, et dans le but de gagner ou de pérenniser une position sociale. Dans cette partie, il s'agit de voir comment la conviction dans la robustesse des installations nucléaires évolue dans le temps, au sein de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire, en étant attentif à l'activité de maintenance de la robustesse réalisée pour préserver cette conviction.

Schématiquement, deux positions s'affrontent dans les formes à donner à la maintenance de la robustesse des installations nucléaires. La première est celle défendue par les experts du CEA. Elle est toute entière orientée vers l'amélioration continue de la robustesse. La logique est de faire évoluer la robustesse des réacteurs en fonctionnement chaque fois que de nouvelles connaissances scientifiques sont disponibles, ou que le retour d'expérience ainsi que l'évolution des pratiques de sûreté y invitent. L'impact de ces nouvelles données sur la conviction dans la robustesse est alors évalué, puis, si nécessaire, traduit en dispositifs matériels ou organisationnels sur les objets techniques ou sur leur utilisation. Ainsi, les experts du CEA défendent l'idée d'adhérer à la fluctuation des connaissances pour maintenir à jour, autant que possible, la robustesse des installations. La seconde position est celle défendue par les experts d'EDF. Dans celle-ci, l'activité de maintenance est orientée vers la stabilité de l'objet technique et se veut respectueuse du processus de concrétisation qui conditionne le progrès technique. La position des experts d'EDF se caractérise par la volonté de limiter les modifications de l'objet technique en service au strict nécessaire et est attentive

aux impacts potentiellement négatifs du changement. Chacune des améliorations envisagées doit, avant d'être actée, être dûment justifiée, pondérée, au regard des enjeux, des coûts et des potentiels effets collatéraux de son implémentation. De plus, plutôt qu'une amélioration continue de chaque réacteur au fil de l'évolution des connaissances, les experts d'EDF optent pour une maintenance par étape, qui a lieu tous les dix ans. Cette maintenance doit être respectueuse de la standardisation des réacteurs par palier ou sous-palier qui regroupe les modifications par lots, implémentées sur les objets techniques en une seule fois.

L'opposition entre ces deux visions va se structurer autour de deux politiques d'utilisation des marges de sécurité. Pour les experts d'EDF, les marges de sécurité ont vocation à être consommées dans le temps pour maintenir dans leur état d'origine les installations malgré l'évolution des connaissances. Effectivement, leur raison d'être, ou d'avoir été, est de compenser les incertitudes et les approximations des connaissances et des procédés de construction au moment de la conception. De ce fait, quand les connaissances augmentent ou que l'expérience progresse, les marges disponibles peuvent diminuer sans impacter négativement leur conviction dans la robustesse. Pour les experts du CEA, par contre, les marges de sécurité prises à la conception sont les garantes de la sûreté des installations nucléaires et ne peuvent, en aucun cas, être consommées. En effet, pour eux, les incertitudes et approximations sont, dans une certaine mesure, irréductibles, et il y aura toujours besoin de marges pour se couvrir de l'inconnu. De ce fait, il faut selon eux, à l'inverse, renforcer les installations nucléaires pour qu'elles s'adaptent à l'évolution des connaissances tout en préservant les marges de sécurité dans la durée.

Entre 1987 et 2010, l'opposition entre ces deux visions de la maintenance et de l'utilisation des marges de sécurité ordonnance en trois actes la vie de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire et influe fortement sur l'instauration de la robustesse parasismique. Au début, il y a tout à faire : il faut sortir de la période de conception et de réalisation du parc électronucléaire et inventer un nouveau mode de fonctionnement de l'arène subpolitique qui permette le maintien de la conviction partagée vis-à-vis du caractère robuste ou non des installations nucléaires au cours du temps. Dans le premier acte, qui se déroule entre 1987 et 1996, ce sont les experts d'EDF, soucieux de tourner la page de la conception pour entrer pleinement dans l'âge de l'exploitation, qui initient la mise en œuvre de l'activité de maintenance. Petit à petit, à mesure qu'ils construisent et tentent d'imposer leur vision de la maintenance, des réticences se multiplient et se durcissent au sein du collectif d'experts du CEA, créant un hiatus entre les deux corps d'experts. Le second acte prend place entre 1996 et 2001. Dans celui-ci, les experts d'EDF et du CEA tentent de concilier leurs points de vue et de construire une vision commune de l'activité de maintenance qui ménage les deux visions. C'est une nouvelle fois par la refonte de la chaîne de transformations entre séisme et centrale que les visions politiques de la maintenance seront accordées. Malgré ces efforts, dans le troisième acte (2001-2010), alors que la construction d'une base commune semblait acquise, l'évolution des positions des acteurs de l'arène subpolitique met à mal l'idéal du fonctionnement consensuel guidé par le compromis technico-industriel : les experts d'EDF

font valoir leur nouveau statut d'acteur économique inscrit dans une économie de marché pour tenter d'imposer leur vision de la maintenance au nom de la concurrence, tandis qu'au CEA, la scientification de l'approche de la robustesse tend à rigidifier la position des experts face aux compromis technico-industriels qui fondaient jusqu'alors l'élaboration d'une conviction partagée. Cette situation bloque le fonctionnement traditionnel de l'arène subpolitique et encourage l'émergence d'un troisième acteur fort en son sein : la division du ministère de l'Industrie en charge des questions de sûreté. À l'origine simple organe administratif, cette division se mue en véritable Autorité de sûreté nucléaire, se positionnant alors en juge, tranchant les oppositions entre les experts du CEA et d'EDF, appartenant désormais à deux camps opposés. Cette partie porte précisément sur ce drame en trois actes, tout en restant attentif à l'incidence des tergiversations de l'activité de maintenance sur l'instauration de la robustesse parasismique.

Avant de plonger dans cette histoire, il convient de préciser la manière dont seront présentés les acteurs dans la suite de ce travail. Dans les parties précédentes, les personnes étaient autant que possible identifiées et on leur attribuait un rôle presque individuel dans le déroulement des actions. À partir de ce chapitre, le choix est fait de ne pas désigner par leur nom des acteurs, qui pour certains sont encore en fonction, mais par leur rattachement institutionnel. Cela ne veut pas pour autant sous-entendre que les acteurs sont interchangeable, que les positionnements tendent à s'uniformiser au sein des différents organismes, ou encore que la bureaucratisation ait pris le dessus dans la construction des expertises, des avis ou des démonstrations. À partir de 2002, les experts du CEA sont désormais rassemblés sous la bannière de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Quand cela est nécessaire à la compréhension, notamment pour relater les discussions entre différentes composantes de l'organisme, les services sont spécifiés, en particulier le Bureau d'évaluation des risques sismiques pour la sûreté des installations nucléaires (BERSSIN) et le Service d'évaluation de la sûreté des réacteurs à eau sous pression (SEREP). Pour les exploitants, il sera très majoritairement question des experts d'EDF qui appartiennent au Service des études et projets thermiques et nucléaires (SEPTEN). Occasionnellement, d'autres acteurs industriels peuvent intervenir ; ils seront désignés par les acronymes les moins spécifiques : EDF, CEA, COGEMA (qui devient AREVA en 2001). Pour le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires, il est précisé, quand cela est nécessaire, le rattachement institutionnel du membre qui prend la parole. Enfin, l'organe administratif de sûreté connaît plusieurs évolutions entre 1986 et 2006. À l'origine un service au sein du ministère de l'Industrie, il devient progressivement une Direction, puis une Direction générale avant de devenir une autorité administrative indépendante. J'utilise la terminologie « organe administratif de sûreté » pour les chapitres 5 et 6 et celui « d'Autorité de sûreté » pour le chapitre 7, marquant ainsi le véritable changement de statut de cet acteur au sein de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté.

# Chapitre 5 : Définir la bonne maintenance : divergences au sein de l'arène subpolitique

*“In almost no instance can artificial-rational systems be built and left alone. They require continued attention, rebuilding, and repair. Eternal vigilance is the price of artificial complexity”*  
(Winner, 1977, p. 183)

Au milieu des années 1980, l'industrie nucléaire entre en transition : tous les modèles de réacteurs sont conçus, la majorité des centrales nucléaires est réalisée ou en voie de finalisation et il est désormais question de gérer une industrie en fonctionnement après 40 années d'activité de recherche, d'invention, de prototypage et de conception industrielle. On quitte la période de construction de l'infrastructure industrielle pour aller vers la période de son exploitation et de sa gestion. Pour l'arène subpolitique de gestion de la sûreté, il ne s'agit plus alors de penser la robustesse telle qu'elle devrait être, mais de contrôler et améliorer la robustesse telle qu'elle est réellement. Cette transition engendre de nombreuses évolutions dans la pratique et l'organisation du processus d'instauration de la robustesse parasismique des installations nucléaires. Après avoir bricolé, industrialisé et démontré la robustesse, il est désormais question de la maintenir dans le temps. La transition entre ces deux phases n'est pas nette. Dans la deuxième moitié des années 1980, avec la découverte de défauts génériques sur les générateurs de vapeur de la plupart des centrales, l'ajout de dispositifs de sûreté supplémentaires suite aux accidents nucléaires de *Three Mile Island* en 1979 et de Tchernobyl en 1986 (Dänzer-Kantof & Torres, 2013 ; Foasso, 2003), et la volonté d'aligner les premières centrales sur les standards de sûreté les plus récents (prise en compte des Règles fondamentales de sûreté et des Règles de conception et de construction qui ont généralement paru après la réalisation des réacteurs ; alignement des modèles de réacteurs les plus anciens sur les nouveaux), le parc électronucléaire est en perpétuels travaux, accumulant les modifications et allongeant les arrêts de tranche<sup>573</sup>. La situation est si problématique qu'elle menace la « dé-standardisation du parc » (Gilon & Ville, 2013) et même la sûreté d'approvisionnement en électricité de la France (Kennedi & Clément, 2007). Il devient alors

---

<sup>573</sup> Nom donné à la période pendant laquelle un réacteur est arrêté pour maintenance, entretien, rechargement, contrôle et travaux.

nécessaire de quitter définitivement la phase de conception/réalisation du programme nucléaire civil pour aller vers celle de sa maintenance.

Ce chapitre porte précisément sur le passage de la phase de conception et réalisation de l'infrastructure matérielle de l'industrie nucléaire à la phase de sa maintenance. Ce passage s'est déroulé en deux temps. Le premier est celui de l'invention de l'activité de maintenance autour du premier réexamen de robustesse des deux plus vieilles centrales nucléaires du parc EDF, Fessenheim et Bugey. Le deuxième temps est celui de la réalisation du premier réexamen de robustesse à grande échelle, portant sur l'ensemble du palier 900 MWe (34 réacteurs). C'est au cours de ces deux réexamens que s'est progressivement formalisée la procédure d'exécution des réexamens de sûreté et qu'a émergé un véritable *modus operandi* qui structure l'activité de maintenance de la robustesse parasismique. Le réexamen de Fessenheim et Bugey se déroule entre 1987 et 1995, tandis que le réexamen du palier 900 MWe débute en 1990 et se termine en 2002. Il s'agit du plus long réexamen de sûreté qui eut lieu en France, ce qui s'explique par le fait que c'est à partir de lui que s'est formalisée toute la démarche. Dorénavant, les réexamens de sûreté durent entre 4 et 6 ans. Par exemple, le deuxième réexamen de sûreté du palier 900 MWe, qui est étudié dans la deuxième partie de ce chapitre, se déroule entre 2002 et 2008. En pratique toutefois, la durée précise des réexamens de sûreté est difficile à établir car très variable et dépendant largement des études et modifications envisagées ainsi que des étapes prises en compte dans le décompte. Un deuxième point de confusion est que le premier réexamen de sûreté du palier 900 MWe s'est déroulé en prévision de la deuxième visite décennale, après 20 ans de fonctionnement, le deuxième réexamen de sûreté se rapporte en conséquence à la troisième visite décennale, etc.

Dans le premier épisode de maintenance, ce sont les experts d'EDF qui tiennent le premier rôle et qui tentent de formaliser leur vision de ce que devrait être la maintenance. C'est alors l'occasion d'établir et d'essayer la procédure proposée par les experts d'EDF. Mais dans ce second épisode de maintenance, ce sont bien les experts de l'IPSN qui tiennent le premier rôle. Il s'agit effectivement de voir comment ces derniers consolident leur vision de la maintenance par opposition aux propositions de leurs homologues d'EDF et comment ils tentent d'infléchir, à leur tour, les formes de la maintenance de la robustesse.

## 5.1. Inventer la maintenance

Au milieu de la décennie 1980, les experts d'EDF, ingénieurs et scientifiques spécialistes des questions de sûreté nucléaire appartenant au Service des études et projets thermiques et nucléaires (SEPTEN), engagent une nouvelle politique de rationalisation de la maintenance de la robustesse de son parc électronucléaire par la procéduralisation de cette activité autour de réexamens de sûreté décennaux. L'idée défendue est de gérer les modifications par lots,

après un examen qui se tient tous les dix ans et qui est effectué par palier ou sous-palier technologique. De la sorte, les modifications seront semblables sur tous les réacteurs d'un même palier et auront lieu pendant la période d'arrêt du réacteur déjà prévue pour l'organisation de la visite décennale de la chaudière. Cette visite est une obligation réglementaire, depuis l'arrêté du 26 février 1974 relatif à l'application de la réglementation des appareils à pression nucléaires, qui conditionne la poursuite d'exploitation pour dix années supplémentaires. Il s'agit de faire subir une série de tests à la chaudière nucléaire pour contrôler son état et son aptitude à fonctionner encore 10 ans. Il est donc nécessaire d'arrêter les réacteurs nucléaires tous les dix ans, pendant plusieurs semaines, pour effectuer la visite décennale. Ce laps de temps est également utilisé pour effectuer des activités de maintenance dans des parties habituellement non accessibles « tranche en marche » ou pour effectuer des modifications importantes qui perturberaient le fonctionnement du réacteur s'il était en marche. L'idée des experts d'EDF est d'utiliser le laps de temps fourni par les visites décennales des réacteurs pour effectuer l'ensemble des modifications nécessaires à la poursuite d'activité pour dix ans supplémentaires. La logique est également de ne pas prolonger la durée de l'arrêt du réacteur et donc de sélectionner un nombre maximal de modifications pouvant être exécutées dans le temps imparti. Dans ce processus de sélection, c'est moins le coût des modifications prises individuellement, qui n'est généralement pas très élevé comparativement au coût journalier de l'arrêt du réacteur<sup>574</sup>, mais la gestion de la place et du calendrier qui sont centraux. En effet, le temps et l'espace sont les ressources limitatives de la liste des travaux et des modifications pouvant avoir lieu. Pour optimiser cet espace-temps, de nombreuses études sont nécessaires et s'étalent généralement sur plusieurs années. Il faut donc que le réexamen de sûreté se déroule largement en amont de la visite décennale pour identifier toutes les évolutions nécessaires pour répondre aux exigences de sûreté, pour ensuite les hiérarchiser et les organiser de sorte à pouvoir en implémenter le maximum.

Les réexamens de sûreté donnent lieu à la rédaction de rapports de sûreté et deviennent les événements qui rythment la vie de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire et qui conditionnent la maintenance du parc électronucléaire français. Ils sont attachés aux visites décennales des réacteurs et effectués par palier technologique. De ce fait, la maintenance de la robustesse parasismique se trouve fortement cadrée par ce processus.

Le premier réexamen de sûreté d'un réacteur à eau pressurisée concerne les centrales de Fessenheim et de Bugey à la fin des années 1980. Cet examen commun de la sûreté est motivé par le fait que ces deux centrales présentent de nombreuses particularités par rapport au reste du palier 900 MWe. L'enjeu premier de ce réexamen est alors de modifier ces centrales pour les faire tendre vers le référentiel du standard afin de pouvoir, à l'avenir, les intégrer au réexamen de sûreté commun à tout le palier technologique. Un deuxième enjeu fondamental dans ce premier réexamen est d'établir un *modus operandi* pour les réexamens futurs. Il s'agit

---

<sup>574</sup> La valeur que l'on retrouve la plus généralement est celle de 1 million d'euros par jour dû au manque à gagner de la production électrique.

aussi bien d'établir la procédure, que de définir des limites aux réévaluations et aux modifications qu'elles entraîneront sur les centrales en fonctionnement. Il faut trouver un équilibre raisonnable entre changement et stabilité dans la maintenance.

Lors du réexamen des deux centrales à la fin des années 1980, la problématique sismique tient une place importante. En effet, depuis leur conception au début des années 1970, la pratique en matière d'évaluation d'aléa sismique a largement évolué comme il a été vu au chapitre précédent à partir du cas de la centrale de Tricastin. Il est alors question de tenir compte de façon rétroactive des nouvelles données sismiques issues du programme de la carte sismotectonique de France ainsi que d'appliquer la nouvelle chaîne de transformations entre séisme et centrale inscrite dans la Règle fondamentale de sûreté I.2.c. (RFS).

Lors de l'examen du rapport définitif de sûreté de Fessenheim en 1980, de nouvelles connaissances ont conduit à réévaluer l'intensité et la localisation du séisme de Bâle (1356), utilisé en référence pour l'évaluation de l'aléa sismique du site nucléaire. Cette réévaluation fait tendre le séisme de base, le séisme maximum historiquement vraisemblable (SMHV), vers le niveau du séisme majoré, le séisme majoré de sécurité (SMS), et vers le spectre de dimensionnement (EDF 0,2g) utilisé à la conception<sup>575</sup>. La position défendue par EDF, et acceptée par le Groupe permanent en 1980, est alors de ne pas répercuter la variation du SMHV sur le SMS. Pour l'exploitant, la marge séparant le SMHV du SMS a précisément pour objectif de se prémunir de ce genre de réévaluation des aléas de référence. Cet usage de la marge face à l'évolution des connaissances sur la sismicité a été ensuite entériné dans la Règle fondamentale de sûreté l'année suivante (cf. Chapitre 4). En 1987, lors du réexamen de sûreté des centrales de Fessenheim et Bugey, de nombreux débats ont lieu pour clarifier l'interprétation du texte de la RFS et pour stabiliser une doctrine à propos des réévaluations de l'aléa sismique au cours du temps. La volonté exprimée par les experts d'EDF est de limiter les mises à jour des aléas sismiques de référence au nécessaire pour ne pas avoir à conduire des études intempestives. Le point de vue défendu est qu'il ne faut pas que cet aléa soit modifié dès qu'une nouvelle donnée est trouvée ou dès qu'une nouveauté apparaît dans la littérature scientifique, mais de les réserver à certains cas susceptibles d'apporter un changement significatif dans les niveaux de référence et de potentiellement remettre en cause la robustesse. De plus, les experts d'EDF estiment nécessaire de clarifier le périmètre de la réévaluation et plus largement de ce type de maintenance. Leur crainte est de devoir maintenir ouverte la relation entre les différents modes d'existence du risque, de devoir répercuter les changements dans le mode d'existence politique et scientifique du risque sur le mode d'existence de l'objet technique. La proposition faite en 1987 par les experts d'EDF est reprise en introduction du rapport de l'IPSN sur la procédure du réexamen de sûreté proposé en 1993. Les orientations sont ainsi définies :

---

<sup>575</sup> Il est à noter que pour Fessenheim, spectre du séisme majoré de sécurité et spectre de dimensionnement se confondent à l'origine puisque c'est le dimensionnement parasismique de cette centrale qui a ensuite été érigé en standard. Néanmoins, au cours du temps le séisme majoré de sécurité est susceptible de changer tandis que le spectre de dimensionnement restera toujours le même.

*« Le principe général de la réévaluation de sûreté est de comparer, avec les méthodes actuelles d'évaluation, la sûreté d'un réacteur ancien à des normes plus récentes choisies comme référence. Cette démarche ne relève pas de l'application de disposition réglementaire bien que la pratique ait conduit à rendre systématique un tel réexamen après dix années environ d'exploitation. Les écarts révélés par cette comparaison peuvent provenir d'une dégradation de la sûreté du réacteur (vieillesse), d'une évolution des règles de sûreté utilisées pour l'évaluation, de l'évolution des connaissances ou de l'environnement du site. L'identification et l'analyse des écarts mis en évidence doivent être menées de la façon la plus exhaustive possible. Par contre, la nécessité d'y remédier est examinée au cas par cas, en fonction de l'importance pour la sûreté du problème révélé ainsi que du jugement global sur le niveau de sûreté du réacteur. Pour l'examen de Fessenheim et Bugey, le palier CP1-CP2 a été choisi comme référence, sauf pour le cas où la nécessité se ferait sentir d'utiliser des textes complémentaires applicables aux tranches de 1300 MWe et 1450 MWe »<sup>576</sup>*

Il ressort ainsi que la volonté de découplage des modes d'existence du risque est clairement affichée : il faut tenir compte autant que possible de l'évolution des connaissances, de l'évolution de l'environnement des centrales nucléaires, de l'évolution des pratiques en matière de sûreté, du retour d'expérience pour évaluer l'écart qui sépare la robustesse d'une installation à une version idéalisée et actualisée de cette robustesse ; par contre, remédier à ces écarts n'est pas obligatoire, cela dépend de la suffisance de la robustesse déjà acquise. Les experts d'EDF veulent que la charge de la preuve, inscrite dans la règle en 1981, demeure dans les mains des experts de l'IPSN qui doivent d'abord démontrer l'insuffisance de la robustesse avant que celle-ci soit amendée.

Deux principes fondamentaux supplémentaires sont au cœur de la forme de maintenance proposée par EDF. Premièrement, actualiser les rapports de sûreté avec les connaissances les plus récentes, par exemple en actualisant l'aléa sismique avec les nouvelles données de la sismicité historique. Deuxièmement, le réexamen de sûreté se structure autour de la comparaison de la robustesse des réacteurs anciens avec la robustesse des réacteurs plus récents. Dans le cas de Fessenheim et Bugey, c'est le référentiel du palier standardisé 900 MWe qui est utilisé comme modèle de référence, tandis que le référentiel des paliers plus récents peut être utilisé dans certains cas. Pour le réexamen de la robustesse parasismique, deux objectifs sont au cœur du processus : l'application de la Règle fondamentale de sûreté, publiée après la mise en service des deux centrales, et la prise en compte des évolutions apportées dans la conception du palier 1450 MWe.

En 1987, se tient une série de réunions du Groupe permanent pour procéder à l'examen du rapport de sûreté des réacteurs 1 et 2 de la centrale de Chooz B, tête de série du nouveau palier 1450 MWe. Cet examen est l'occasion d'établir, à partir du cas de la centrale de Chooz, le référentiel pour le palier standardisé. Du point de vue de la robustesse parasismique, outre

---

<sup>576</sup> IPSN, « Réévaluation de sûreté : exemple de la réévaluation du risque sismique pour les réacteurs de Fessenheim et Bugey », 1993, p. 1 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK)



la reconduction du spectre NRC 0,15g pour le dimensionnement<sup>577</sup>, deux nouveautés font leur apparition : le séisme événement et les études de marges sismiques.

L'étude des marges sismiques des centrales nucléaires est un sujet qui trouve son origine en France en octobre-novembre 1977, lorsque les membres du Groupe de travail EDF-CEA séisme partent en mission aux États-Unis. Lors de cette mission, les représentants de l'autorité de sûreté américaine leur présentent le projet *Seismic Safety Margin Research Program*, qu'ils financent à hauteur de 11 millions de dollars et dont la conduite est confiée au laboratoire national Lawrence Livermore<sup>578</sup>, pour une durée de 6 ans (1978-1984). L'objectif de ce programme est d'examiner en détail les pratiques actuelles des analyses sismiques, d'en déterminer le conservatisme et d'en tirer des critères de conception améliorés<sup>579</sup>. Cette étude repose sur l'établissement d'une relation probabiliste entre le niveau sismique de référence et le risque de rejet d'éléments radioactifs dans l'environnement afin d'en déduire les points faibles et les marges disponibles (cf. Annexe 4). Il s'agit alors de la première évaluation probabiliste de sûreté appliquée à la menace sismique. Cette étude suscite beaucoup d'intérêt dans les milieux nucléaires, si bien que dès l'année 1980, l'OCDE crée un groupe de travail sur l'analyse globale de probabilité des risques sismiques et que l'autorité de sûreté allemande envisage une étude semblable<sup>580</sup>.

En France, une telle étude est envisagée dès 1977 et progressivement formalisée à la fin de la décennie 1980, mais il faut attendre 1999 pour voir une première étude sur un réacteur du parc électronucléaire français. L'étude américaine d'évaluation des marges sismiques a été conduite sur 14 centrales nucléaires de la partie centre et est des États-Unis, dans des régions de sismicité comparable à celle de la France. Les résultats de l'étude, disponible en 1985, ont mis en avant la disparité des marges disponibles selon les centrales nucléaires concernées voire selon les différents réacteurs d'un même site<sup>581</sup>. Par ailleurs, cette étude met en évidence les conséquences fonctionnelles d'un séisme sur le système d'une centrale nucléaire. En effet, en considérant l'impact du séisme d'une façon quantitative à toutes les échelles de l'objet

---

<sup>577</sup> Comme il a été vu au chapitre précédent, à partir des premiers réacteurs du palier 1300 MWe, le spectre de dimensionnement EDF normalisé à 0,2g est progressivement remplacé par le spectre réglementaire américain NRC, normalisé à 0,15g.

<sup>578</sup> Ce laboratoire est géré par l'université de Californie. Il est avec le laboratoire national de Los Alamos un des deux laboratoires des États-Unis dont la mission consiste à créer des armes nucléaires.

<sup>579</sup> DSN, « Compte rendu de la réunion du Groupe de travail CEA-EDF séisme tenue le 20 février 1980 au CEN-FAR », p.6 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-Aux-Roses, boîte n°261145)

<sup>580</sup> Ibid., p 9

<sup>581</sup> L'étude de la NRC menée en 1985 sur 14 centrales nucléaires a donné des valeurs de probabilité de relâchement de matière radioactive dans l'environnement suite à un séisme très variable, allant de  $1,4 \cdot 10^{-4}$  (environ 1 chance sur 10 000 par an) pour le réacteur 2 de la centrale de Indian Point à  $4 \cdot 10^{-6}$  (1 chance sur 4 000 000 par an) pour la centrale nucléaire de Limerick (source : IPSN, « Évaluation des marges sismiques », Note SACP/D/89-4, 8 juin 1989, annexe 1 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK)). Par ailleurs cette étude a conduit à identifier différentes séquences accidentelles principales en fonction des centrales considérées pouvant aller de la rupture de barrage en amont du site à la perte de systèmes de sauvegarde essentiels à la sûreté. Par-delà la variabilité des séquences accidentelles qui contribuent le plus au risque, la perte des alimentations électriques figure en tête de tous les classements sur toutes les centrales nucléaires. Selon la NRC, cette contribution vient du fait que les alimentations électriques extérieures venant du réseau électrique ont une probabilité de défaillance très élevée, même pour des valeurs d'accélération faibles. De ce fait, en cas de séisme, le principe de redondance de la sûreté nucléaire est mis à mal, car celle-ci ne repose plus que sur les sources d'électricité d'urgence interne (diésel de secours et ilotage principalement).

technique (individus, éléments et surtout ensemble), cette analyse a conduit à identifier des composants sensibles aux séismes et en conséquence à dresser certains chemins préférentiels des séquences de défaillances conduisant à l'accident. Ces analyses mettent en avant le fait que, d'une part, il est essentiel de tenir compte des effets induits par le séisme, comme un incendie ou une inondation et d'autre part, que certains composants non dimensionnés au séisme peuvent se transformer en agresseurs d'autres composants importants pour la sûreté et donc jouer un rôle important dans la probabilité globale d'accident. Cette étude a conduit, dès 1985, à ne plus considérer le séisme simplement comme un cas de charge pour le dimensionnement des composants, mais comme un « événement initiateur ».

Le phénomène sismique est, avant cela, considéré uniquement comme un cas de charge dans le dimensionnement des bâtiments et matériels. Sa prise en compte repose sur une série de transformations partant de l'énergie potentielle du séisme (exprimée en magnitude ou en intensité), traduite en mouvements du sol puis en forces et actions mécaniques sur les différents éléments et individus de l'installation nucléaire. Ces actions mécaniques sont alors intégrées au calcul de dimensionnement des différents bâtiments et équipements pour s'assurer qu'ils résisteront au séisme. Avec le palier 1450 MWe, le phénomène sismique est en complément considéré comme un événement ce qui pousse à considérer l'installation nucléaire non pas comme une somme de composants indépendants, mais comme un système.

Ce changement de catégorie fait soudain basculer le séisme dans une autre dimension de l'évaluation de sûreté : celle des événements. La conséquence de ce changement est qu'il relance le processus d'individualisation de l'objet technique par rapport à son milieu géographique. Au niveau de la standardisation des réacteurs en 1974, l'hermétisme de la frontière entre les deux milieux, du point de vue du phénomène sismique, est garantie par la classification des éléments et individus techniques de la centrale et par leur bon dimensionnement au séisme. Ces classifications précisent si ces composants doivent demeurer intègres, fonctionnels ou simplement ne pas s'effondrer pendant et après le séisme. Le niveau de dimensionnement parasismique dépend alors de l'état requis du composant pris individuellement. Par contre, le comportement d'ensemble de l'installation pendant le séisme n'est peu ou pas considéré. À partir du milieu des années 1980 et la définition du palier 1450 MWe, le statut du séisme change et devient un événement initiateur. Le résultat d'un tel changement et de continuer le processus d'individualisation en repassant à l'échelle des ensembles techniques. En 1960, l'ensemble technique était réduit à un solide homogène, semblable à caillou. Pendant 25 ans, cette représentation s'est affinée, a gagné en réalisme en descendant successivement au niveau des individus techniques puis des éléments techniques afin de préciser leur comportement respectif en cas de séisme. Désormais, il est question de revenir à l'échelle de l'ensemble, mais en conservant la finesse de la résolution acquise. Il s'agit alors de considérer, en cas de séisme, la relation entre les éléments, entre les éléments et les individus, entre les individus et entre les individus et l'ensemble.

Le changement de catégorie du séisme est officialisé par le Groupe permanent dans ces recommandations de 1987 sur la conception du palier 1450 MWe :

*« Le Groupe permanent estime, qu'en complément aux règles utilisées pour dimensionner les systèmes classés de sûreté, il convient de vérifier que la conception des tranches permet d'assurer effectivement la sûreté en cas de séismes. Compte tenu de l'évolution importante que ceci représente par rapport à ce qui a été formellement retenu lors de l'examen des options de sûreté de palier 1450 MWe, le Groupe permanent estime nécessaire, dans la conception des futurs réacteurs de mener une réflexion approfondie sur le séisme en tant qu'évènement initiateur »<sup>582</sup>*

La considération du séisme dans sa dimension événementielle change assez largement l'appréciation du risque et la démonstration de la robustesse face à cette menace. Avant cela, la démonstration pouvait se fonder sur intercomparaison des spectres de dimensionnement et des spectres d'aléa sismique. Si le premier est supérieur au second à toute fréquence, alors la robustesse est acquise. Si le second dépasse le premier sur certaines fréquences, alors des études complémentaires de comportement des éléments et individus techniques particulièrement sensibles à ces fréquences doivent être conduites pour garantir la robustesse. Dorénavant, il s'agit d'étudier le comportement de l'ensemble technique en cas de séisme, comportements susceptibles de changer du tout au tout en fonction du signal sismique. En effet, chaque répartition fréquentielle crée des actions mécaniques différentes sur les individus et éléments changeant leur comportement et leurs interactions entre eux et avec l'ensemble. Cette nouvelle conception de la chaîne de transformations entre séisme et centrale amène de nombreuses nouvelles questions : quels composants seront détruits, quels composants seront défaillants, quels composants seront opérationnels, avec quelle probabilité et quelles sont les conséquences de ces dysfonctionnements potentiels sur les autres composants et finalement sur le maintien des fonctions de sûreté (contrôle de la réactivité, refroidissement du combustible et maintien du confinement) et donc sur la probabilité d'accident nucléaire ?

Progressivement, à partir de 1987, la conviction de l'arène subpolitique dans la robustesse parasismique des installations nucléaires se conditionne à l'étude de telles questions. Dans le cadre du palier 1450 MWe par exemple, le Groupe permanent exige : de postuler systématiquement la perte de l'alimentation électrique de secours en cas de séisme équivalent au SMS dans les conditions de fonctionnement de la centrale, mise en avant comme un cas systématique après un séisme dans l'étude NRC (cf. Annexe 4) ; que tous les équipements nécessaires à l'exécution des plans d'urgence soient vérifiés opérationnels en cas de SMS ; que les dispositifs de lutte contre l'incendie soient assurés après un SMS, alors qu'auparavant ils étaient dimensionnés pour être fonctionnels en cas de SMHV et simplement intègres en cas de SMS ; d'étudier les conséquences des dommages sur des matériels non classés sismiques suite à un séisme de niveau SMS. Ce dernier point revient en particulier à étudier

---

<sup>582</sup> Avis du Groupe permanent, « Évaluation de la sûreté des tranches 1 et 2 de la centrale nucléaire de Chooz B : Examen intermédiaire du rapport de sûreté », 24 juillet 1987, annexe 2 « recommandations », p. 1

le risque d'inondation suite à la rupture d'une ou plusieurs tuyauteries ainsi qu'à étudier l'impact potentiel de la chute d'un matériel non classé sismique sur un matériel important pour la sûreté. L'ensemble de ces études sont incluses dans le programme d'étude dit « séisme évènement ».

L'étude des marges sismiques et du séisme évènement sont désormais des nouvelles exigences du Groupe permanent pour la démonstration de la robustesse parasismique des modèles de réacteurs les plus récents, appartenant au palier 1450 MWe. Toutefois, à travers la logique des réexamens de sûreté, ces exigences conditionnent progressivement l'acquisition de cette qualité pour les réacteurs de conception plus ancienne. À l'origine, une telle étude était demandée par l'organe administratif de sûreté à EDF pour le réexamen de sûreté des centrales de Fessenheim et Bugey. Toutefois, EDF considère qu'il s'agit d'études génériques et suffisamment lourdes pour être reportées au réexamen de sûreté du palier 900 MWe qui débute en 1990. Si ces nouvelles exigences ne sont pas imposées dans le cadre du réexamen de sûreté de Fessenheim et Bugey, la mise à jour de la sismicité du site par l'application de la RFS I.2.c. de 1981 et l'actualisation des données de base est, quant à elle, requise par le Groupe permanent et l'organe administratif de sûreté.

### **5.1.1. La marge de sécurité : une ressource pour une maintenance par stabilité**

Le réexamen de sûreté repose sur l'usage des données les plus récentes de la sismicité ainsi que sur l'application de la Règle fondamentale de sûreté (RFS). Cette règle prévoit la détermination d'un ou plusieurs spectres de mouvement sismique à partir des séismes historiques de référence d'un site : les spectres des séismes maximums historiquement vraisemblables (SMHV). À partir de ces spectres sont définis des spectres relatifs aux séismes majorés de sécurité (SMS) par l'utilisation d'un facteur multiplicatif. Ces deux types de spectres sont utilisés dans la conception des installations nucléaires pour garantir respectivement la fiabilité et la sûreté de l'installation.

L'application de la RFS par EDF conduit à retenir trois séismes historiques. Il s'agit de deux séismes profonds et un séisme superficiel. Ce dernier correspond à un séisme survenu dans la région de Strasbourg en 1886, d'intensité VII MSK et pouvant, selon l'étude géologique d'EDF, être translaté à l'aplomb du site. Les deux séismes profonds correspondent au séisme de Bâle de 1356 (intensité IX MSK, profondeur comprise entre 10 et 20 km selon EDF et situés à 30 km du site après translation) et le séisme du fossé rhénan de 1728 (intensité VII MSK, profondeur 20 km et pouvant survenir à l'aplomb du site). D'après EDF, les spectres de mouvements correspondants aux deux séismes profonds sont inférieurs au spectre de dimensionnement EDF 0,2g pour tous les couples de paramètres profondeur/magnitude possibles. Pour les séismes proches, considérés comme des évènements caractéristiques de la sismicité française, la règle propose un spectre de mouvement de forme forfaitaire adaptable

à plusieurs intensités sismiques. Pour une intensité de VII MSK, l'accélération correspondante est de 0,25g à fréquence infinie. Le spectre résultant dépasse le spectre de dimensionnement pour les hautes fréquences (supérieures à 5 Hz). Toutefois, pour EDF ce dépassement ne constitue pas une remise en cause de la robustesse parasismique de l'installation. Il s'appuie pour cela sur une série d'études de vérification de tenue de bâtiment électrique et du bâtiment de liaison effectuée entre 1971 et 1976 ainsi que sur l'avis du Groupe de travail donné en 1980, lors de l'examen du rapport définitif de sûreté. Il est ainsi précisé dans l'étude de 1988 que :

*« Pour les séismes proches, on dépasse le spectre de dimensionnement, et ce n'est pas nouveau. Dès 1976 des études ont été entreprises en particulier pour le bâtiment électrique, réputé plus faible ; elles ont été menées entre autres, avec un spectre jugé représentatif de séismes proches et elles ont montré la tenue du bâtiment à 0,47g. Sous réserve de quelques renforcements locaux qui ont été effectués, l'ensemble a été jugé acceptable, car les études ont montré la validité des règles et critères de dimensionnement et les marges qui en découlent. Cette conclusion n'est pas remise en cause par la réévaluation du SMHV »<sup>583</sup>*

L'étude d'EDF propose une réévaluation du Séisme maximum historiquement vraisemblable (SMHV) au vu des nouvelles connaissances sur la sismicité ainsi que les spectres correspondants obtenus à partir de l'application de la RFS. EDF conclut que cette réévaluation ne remet pas en cause la robustesse parasismique de l'installation, car aucun des spectres correspondants aux SMHV réévalués ne dépasse significativement le spectre de dimensionnement de la centrale. Par contre, EDF ne répercute par la mise à jour des SMHV sur les séismes majorés de sécurité (SMS) et ne propose pas de spectre correspondant.

L'analyse des experts de l'IPSN ne porte pas sur une expertise de l'étude EDF, mais sur la réalisation d'une contre-étude. En l'occurrence, ils effectuent une évaluation selon la procédure de la RFS et en utilisant des données actualisées de la base de données Sirène des séismes historiques, ainsi qu'une étude particulière de la géologie locale. Les résultats de l'étude IPSN sont jugés très proches de celle d'EDF, par les auteurs de la contre-étude<sup>584</sup>. En particulier, les valeurs d'intensité des SMHV sont identiques avec un niveau VIII correspondant au séisme profond de Bâle 1356 et une intensité VII correspondant au séisme superficiel de 1886. Certaines différences se font tout de même voir dans l'analyse. En particulier, l'IPSN ne retient pas le séisme de 1728. Du fait d'un découpage différent des régions tectoniques, ce séisme appartient, dans l'étude IPSN, à une région différente et ne doit donc pas être translaté sous le site. Par ailleurs, du fait de l'utilisation de données mises à jour en 1989, l'étude IPSN utilise des paramètres physiques légèrement différents de ceux d'EDF. Le tableau suivant relate ces différences :

---

<sup>583</sup> EDF, « Réévaluation de la sismicité de Fessenheim. Spectres adaptés au site », Note d'étude GC/88-47B, 21 décembre 1989 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK)

<sup>584</sup> IPSN, « Réévaluation de l'aléa sismique sur le site de Fessenheim », Rapport SERG N°91/13, avril 1991, p.45 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK)

Tableau 9: Caractéristiques des séismes de références servant à la définition du SMHV de la centrale de Fessenheim par EDF et l'IPSN lors du réexamen de sûreté de 1991 (source : IPSN, « Réévaluation de l'aléa sismique sur le site de Fessenheim », Rapport SERG N°91/13, avril 1991, p.42 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK))

Interprétation	Type de séisme	Date	Intensité sous le site (MSK)	Profondeur ou distance focale (km)	Magnitude
EDF	« Normal »	03/08/1728	VII-VIII	20	5,9
		18/10/1356	VIII	32-36	6,25 à 6,5
	Proche	9/10/1886	VII	6	4,6
IPSN	Régional ou « Normale »	18/10/1356	VIII	32	6,35
	Proche	9/10/1886	VII	3	4,5

L'IPSN calcule ensuite les spectres correspondants au SMHV réévalués à partir des paramètres qu'il a choisis. Ces spectres confirment les conclusions d'EDF, à savoir que les séismes profonds, appelés aussi « normaux » ou « régionaux », sont couverts par le spectre de dimensionnement EDF 0,2g et que le spectre du séisme proche dépasse le spectre de dimensionnement au-delà de 5 Hz. Les auteurs poussent la procédure de la RFS jusqu'au bout, ce que ne fait pas EDF dans son étude, et calculent des spectres correspondant à des SMS réévalués dans le but disent-ils :

*« d'évaluer les marges restantes et les conséquences que pourrait entraîner un séisme de niveau SMHV+1 susceptible de se produire sur le site »<sup>585</sup>.*

Les résultats de la comparaison de ces spectres SMS réévalués donnent des dépassements très importants, à hautes comme à basse fréquence, du spectre utilisé pour le dimensionnement ainsi que du spectre utilisé pour la vérification de la tenue du bâtiment électrique à un séisme proche. La conclusion de l'étude l'IPSN confirme la conclusion d'EDF portant sur la non remise en cause de la robustesse parasismique de la centrale par la réévaluation des SMHV, acceptant l'argument d'EDF sur la non-nocivité du dépassement du spectre de dimensionnement en hautes fréquences. Par contre, les experts de l'IPSN estiment qu'au vu des dépassements très importants du spectre de dimensionnement par rapport aux spectres des SMS réévalués, il faut explorer les marges de sécurité encore disponibles. Pour EDF, à l'inverse, la marge de détermination du SMS a précisément pour vocation de couvrir les réévaluations des SMHV et il n'y a donc, selon eux, pas de raison de considérer des SMS réévalués dans le cadre des réexamens de sûreté. Les experts de l'IPSN s'opposent à cette pratique.

<sup>585</sup> IPSN, « Réévaluation de l'aléa sismique sur le site de Fessenheim », Rapport SERG N°91/13, avril 1991, p.45 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK)

Cette première dissension autour de l'usage des marges de sécurité dans la procédure de réexamen de sûreté entraîne l'organisation de plusieurs réunions entre les experts d'EDF et de l'IPSN ainsi que l'organe administratif de sûreté dans le but de régler le cas précis autant que de traiter du cadrage général des réévaluations sismiques dans le processus de réexamen de sûreté. Au cours de ces réunions se dégage le constat qu'il y a lieu de différencier deux sources de marges sismiques : les marges qui séparent le spectre de dimensionnement du palier de réacteurs des spectres SMHV réévalués de chaque site, d'une part, et les marges prises dans les calculs de dimensionnement au séisme des structures et matériels, d'autre part. Les premières correspondent à la marge qui sépare le SMHV du SMS ainsi qu'à la marge éventuelle qui sépare le SMS du site du spectre standard de dimensionnement. La question que pose l'organe administratif de sûreté est de savoir dans quelle mesure cette première source de marges peut servir à couvrir les évolutions dans la connaissance de la sismicité ou les évolutions méthodologiques :

*« Ce premier sujet correspond au fait que les progrès des connaissances en matière de sismicité historique et les évolutions méthodologiques risquent de conduire à une diminution sensible de la marge prise à la conception entre SMHV et SMS (marge de 1 sur l'échelle MSK) »<sup>586</sup>*

En ce qui concerne les évolutions méthodologiques, les membres de la réunion conviennent que la RFS dans sa version de 1981 est la référence à utiliser pour tous les sites de tous les paliers technologiques. Toutefois, il est précisé que le Département d'analyse de sûreté de l'IPSN (DAS ; nouvelle appellation du Département de sûreté nucléaire DSN) a entrepris une réflexion sur la procédure de définition des provinces sismotectoniques et sur la possibilité de prendre en compte les conditions de sol dans le calcul des spectres adaptés aux sites. Ce dernier point fait écho à une tendance internationale à la définition de spectres forfaitaires différents en fonction de la densité du sol (mou, intermédiaire et dur). Ces évolutions sont actées par la NRC et par l'AIEA respectivement en 1979 et en 1986<sup>587</sup>. Par ailleurs, le séisme de Mexico survenu en 1985 a relancé l'importance de la prise en compte des caractéristiques de sol dans l'atténuation ou l'amplification des ondes sismiques. En effet, ce séisme de magnitude 8,2, dont l'épicentre se trouve à 350 km de la capitale mexicaine, a occasionné des dégâts plus importants dans cette ville construite sur d'anciens marais asséchés que dans les zones plus proches de l'épicentre. En effet, toutes les villes situées entre Mexico et l'épicentre du séisme ont subi des dommages mineurs, tandis que Mexico a essuyé 50 000 destructions d'immeuble et 30 000 morts dus à l'amplification des ondes dans les couches superficielles du sol. Il est acté entre les trois parties prenantes de la réunion que ce sujet est important, qu'il sera discuté ultérieurement et pourra éventuellement déboucher sur une révision de la RFS. Toutefois, il est également acté que ces éléments ne seront pas

---

<sup>586</sup> EDF, « Compte rendu de réunion du 22 janvier 1990 entre le SCSIN, le DAS et EDF : Réévaluation de la sismicité des sites », ENSN-/90-15A, p.3 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK).

<sup>587</sup> United States Nuclear Regulatory Commission, "Site Investigations for Foundations of Nuclear Power Plants", USNRC Regulatory Guide 1.132, Rev. 1, Washington, DC, 1979; International Atomic Energy Agency, « Safety Aspects of Foundations of Nuclear Power Plants: A Safety Guide », Safety Series No. 50-SG -S8, Vienna, 1986

pris en compte dans le cadre du réexamen de sûreté de Fessenheim et Bugey, ni dans le réexamen du palier 900 MWe.

Pour ce qui est de l'évolution des connaissances de base sur la sismicité, la position défendue par les experts de l'IPSN est qu'EDF doit maintenir à jour les rapports de sûreté par rapport à la base de données Sirène qui récapitule l'ensemble des données disponibles et qui est continuellement alimentée. En suivant l'opinion de l'IPSN, l'organe administratif de sûreté demande à EDF de mettre à jour la sismicité de tous les sites lors des réexamens de sûreté palier de centrales et lors de l'examen des rapports définitifs de sûreté des centrales concernées. Auparavant, l'aléa sismique était arrêté au niveau du rapport préliminaire de sûreté. Cette demande est contestée par EDF. EDF considère, encore une fois, que la charge de la preuve relève de la responsabilité des experts de l'IPSN. C'est à eux de démontrer qu'une révision est effectivement nécessaire. Par contre, pour les sites pour lesquels une révision est jugée effectivement nécessaire, EDF se montre d'accord pour reprendre les études, mais un ordre de priorité doit être déterminé d'un commun accord pour « *des raisons évidentes de charge de travail des spécialistes concernés* »<sup>588</sup>. EDF précise ensuite qu'il a accepté la réévaluation de la sismicité du site de Fessenheim, car il s'agit du seul site menacé par un séisme de magnitude élevée, dont de nouvelles données sont venues modifier sa localisation et qu'un séisme superficiel est survenu à proximité de la centrale en 1980, qui a pu être enregistré par les appareils de la centrale. De ce fait, il y a un intérêt certain à revoir la sismicité du site. Il ajoute que cette situation de nouveauté est loin d'être le cas pour les autres sites. Enfin, il estime que pour les sites de Bugey et de Creys-Malville, qui sont voisins du point de vue sismotectonique, les divergences entre les experts de l'IPSN et d'EDF n'ont jamais été aussi profondes et qu'aucun accord technique n'a pu être obtenu. L'opposition concerne le possible déplacement du séisme de Chautagne de 1822 sous les sites (cf. Chapitre 4). En raison de cette divergence insoluble, les experts d'EDF ne souhaitent pas que la querelle soit réouverte. Ils précisent ainsi dans une lettre au chef de l'organe administratif de sûreté qui fait suite aux réunions tripartites que :

*« EDF ne souhaite pas rentrer à nouveau dans des querelles d'experts, car malgré les quelques lacunes qui peuvent encore subsister dans les études de sismicité de Bugey, le plus important reste les valeurs (intensité, spectre, accélérations) affichées lors du dimensionnement [...] cependant lors de la réunion du 13 février dernier, il a été retenu que, dans la mesure où des demandes de même type ne seraient plus formulées en l'absence d'éléments objectifs nouveaux, EDF accepterait la reprise d'études pour les sites en bordure des Alpes (en pratique Bugey, l'étude étant valable pour Creys-Malville et Saint Alban) »*<sup>589</sup>

Les experts d'EDF concèdent de réouvrir le dossier de l'aléa sismique du site de Bugey, valable pour Creys-Malville et Saint-Alban, mais à la condition que la politique qu'ils proposent en matière de réévaluation de la sismicité soit appliquée ensuite. La politique d'EDF est de ne

---

<sup>588</sup> Courrier d'EDF au chef de l'autorité de sûreté nucléaire du 24 avril 1989, p.2 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK).

<sup>589</sup> Ibid.



traiter que les sites pour lesquels des éléments nouveaux significatifs sont apparus et qui remettent en cause les études précédentes. Ils prennent l'exemple du site de Gravelines, pour lequel un nouvel épicode de séisme historique en mer du Nord est apparu lors des études faites pour le tunnel sous la manche qui ont conduit à modifier le séisme de référence du SMHV. De manière générale, les experts EDF proposent de considérer comme « élément nouveau significatif » soit des séismes anciens retrouvés et non pris en compte auparavant, ou bien très fortement réévalués, soit des séismes nouveaux survenant près de l'installation. Par contre, ils estiment qu'une interprétation différente des mêmes données ne saurait être tenue pour élément nouveau, car cela rentre dans ce qu'ils appellent une « querelle d'experts »<sup>590</sup>.

Les experts d'EDF font une différence de principe entre une nouvelle donnée et la réinterprétation d'une donnée. Dans ce dernier cas, il ne s'agit pas d'un élément nouveau, mais d'un élément qui entre dans le domaine de la « querelle d'expert » qui ne saurait représenter une raison suffisante pour nécessiter de relancer une évaluation d'aléa sismique. De plus, ils distinguent parmi les nouvelles données, celles qui peuvent conduire à une réévaluation : il s'agit soit de nouveaux séismes historiques retrouvés ou d'une forte réévaluation d'une intensité. En se fondant sur cette politique, EDF envisage de réactualiser les aléas sismiques, pour le palier 900MWe, uniquement les sites de Tricastin et de Gravelines (sur 9 sites). Les experts de l'IPSN ne sont pas d'accord avec ce procédé de sélection. Pour eux, les nouvelles données géologiques doivent aussi pouvoir conduire à une réévaluation, étant donné qu'elles sont susceptibles de modifier l'emplacement des épicoentres des séismes de référence. Il en est de même pour l'évolution des méthodologies de calcul des spectres qui doivent pouvoir conditionner des réévaluations. De ce fait, les sites de Saint-Laurent-des-Eaux, Chinon et Flamanville devraient, selon eux, également faire l'objet d'une réévaluation.

Lors de la réunion tripartite du 22 janvier 1990, l'organe administratif de sûreté donne son accord pour qu'EDF n'effectue, dans un premier temps, que les études pour les sites de Tricastin et Gravelines, donnant ainsi son accord à l'exploitant aux dépens de l'expertise technique de l'IPSN<sup>591</sup>. Cette décision a des conséquences importantes sur le réexamen de sûreté du palier 900MWe, car seuls les deux sites en question font l'objet d'une réévaluation d'aléa.

Le deuxième type de marge correspond aux marges dans les calculs de dimensionnement au séisme des structures et matériels. La position défendue par les experts d'EDF et acceptée par l'organe administratif de sûreté est de réserver l'exploration de ces marges aux cas où la marge précédente, celle séparant les spectres SMHV du spectre de dimensionnement, serait largement dépassée par une réévaluation du SMHV. En effet, selon eux, la valorisation de ce

---

<sup>590</sup> EDF, « Compte rendu de réunion du 22 janvier 1990 entre le SCSIN, le DAS et EDF : Réévaluation de la sismicité des sites », ENSN-/90-15A, p.4 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK).

<sup>591</sup> Ibid., p.5

type de marge est une tâche de grande ampleur qui nécessite des études importantes – obligeant à étudier l’objet technique comme un objet naturel – ne pouvant être effectuées dans le cadre du premier réexamen de sûreté des centrales de Fessenheim et Bugey, ni même dans le réexamen du palier 900 MWe. Ils proposent alors de repousser à plus tard ce type d’étude. La procédure retenue est la suivante :

*« Le SCSIN indique que lorsque les valeurs d’accélération obtenues suite aux réévaluations des SMHV seront notablement supérieures aux valeurs initiales prises en compte pour le dimensionnement, il sera nécessaire d’identifier les marges existant dans les calculs de dimensionnement, et ce aussi bien pour les bâtiments que pour les matériels. Mais il s’agit là d’un travail à longue échéance sur lequel les AS [Autorités de Sûreté, sous-entendu le SCSIN et le Groupe permanent] et EDF seront amenées à se prononcer à nouveau, sachant que la marge de 1 prise en compte entre SMHV et SMS depuis le début du 900 [sous-entendu palier 900 MWe] peut être considérée à ce jour comme très importante compte tenu de la meilleure connaissance actuelle des SMHV des sites »<sup>592</sup>*

Cette dernière remarque est révélatrice d’un positionnement de base des experts d’EDF sur la signification des réévaluations et sur la signification des marges de façon générale. La position défendue par EDF est qu’il faut toujours considérer une marge avec l’incertitude qui entoure le paramètre qu’elle vise à couvrir. De ce fait, quand une réévaluation tend à diminuer cette marge, elle tend également implicitement à réduire l’incertitude du paramètre d’entrée, ici l’aléa sismique, et corrélativement à augmenter la confiance dans la réalité de la marge restante. Autrement dit, dans la situation initiale on a une grande marge, mais dont on ne sait pas si elle est suffisante tandis que dans la situation suivante on a une marge moins grande, mais dont on est plus confiant dans son caractère majorant. Ainsi, les réévaluations des SMHV par les nouvelles connaissances tendent à diminuer la marge quantitativement, mais à la renforcer qualitativement. Ce positionnement par rapport aux marges de sécurité et à l’évolution des connaissances est constant de la part d’EDF. En effet, dès après les premières réévaluations des aléas sismiques lors des examens des rapports définitifs de sûreté de Fessenheim et de Tricastin, EDF envoie une note, largement diffusée au sein du Groupe permanent et de l’IPSN, concernant les marges et la sûreté nucléaire. Dans cette note, qui ne traite pas d’un sujet particulier, il est précisé que :

*« On peut dire qu’il n’y a pas « perte de marge » ou perte du niveau de sûreté quand on introduit une valeur moins pénalisante – mais toujours conservative – ou qu’on utilise un calcul plus près de la physique, dans la mesure où cette pratique est validée et où les mêmes critères sont respectés in fine. Si l’on refusait une telle évolution, cela voudrait dire, soit que les errements initiaux doivent toujours rester la référence d’un certain niveau de sûreté ce qui est certainement faux, soit que les critères eux-mêmes n’étaient pas assez sévères et qu’il faut les renforcer, ce qui n’est certainement pas plus juste »<sup>593</sup>*

---

<sup>592</sup> Ibid., p.6

<sup>593</sup> EDF/SEPTEN, « Marges et sûreté nucléaire », HG/CA, 11 juin 1982 (Fonds d’archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte n°260752)

La logique défendue par EDF veut que l'évolution des connaissances au cours des réexamens de sûreté conduise à diminuer les marges de sécurité d'origine, mais sans pour autant impacter négativement la robustesse. La marge sert à l'origine à se couvrir face à l'incertitude gonflant volontairement la valeur retenue. De ce fait, elle a une réalité difficilement appréciable, car non mesurable. Mais à mesure que l'incertitude entourant la valeur retenue diminue, la marge restante gagne en réalité. Poussée à l'extrême, cette logique veut que la marge devienne superflue, inutile, si la connaissance atteint un point tel que l'incertitude entourant la valeur retenue s'estompe pratiquement entièrement. Selon cette logique, EDF, refuse la notion de Séisme majoré de sécurité réévaluée. Cela n'aurait pas de sens à leurs yeux de conserver la marge de 1 degré d'intensité inchangée, alors que la connaissance s'améliore et que l'incertitude diminue.

La position d'EDF sur l'usage des marges dans le temps peut être résumée de la façon suivante : dans la mesure où les SMHV réévalués ne dépassent pas le spectre de dimensionnement initial, il n'y a pas lieu d'effectuer de vérifications complémentaires ; si, et seulement si, le SMHV réévalué dépasse largement le spectre de dimensionnement, des études d'explorations des marges disponibles ailleurs pourront être conduites. Ainsi, dans un premier temps, on consomme intégralement la marge qui sert précisément à couvrir ces réévaluations et dans le cas où elle serait insuffisante on décroïssonne les compartiments et on cherche des marges ailleurs.

La position défendue par l'IPSN est différente. Pour les experts de l'IPSN même si l'évaluation des séismes de référence est précisée au cours des réexamens de sûreté, les incertitudes résiduelles sont encore telles qu'il n'y a pas lieu de réduire la marge de 1 degré d'intensité et il faut systématiquement conduire la réévaluation de l'aléa jusqu'à la prise en compte de SMS réévalués et pas seulement de SMHV. En effet, si les incertitudes entourant la définition des paramètres des séismes de référence diminuent, il reste de nombreuses sources d'incertitudes. Une première est la variabilité des mouvements de références locaux pour un même séisme de référence. La topographie locale ainsi que la composition du sous-sol d'un site peuvent engendrer des mouvements très différents pour un même séisme, comme le séisme de Mexico de 1985 l'a démontré. Une autre source fondamentale d'incertitude tient à l'incomplétude des données et des connaissances des séismes. Il y a en effet une incertitude radicale quant à la possibilité qu'un séisme plus puissant que ceux survenus dans le passé survienne dans le futur. Cette possibilité est d'autant plus cruciale, que l'objectif de sûreté demandé aux centrales nucléaires en termes probabiliste est de l'ordre d'une chance sur un million d'accident par an et par réacteur. Or, les 1000 années de données sismiques en France paraissent insuffisantes pour représenter l'étendue des séismes possibles ; certains séismes dans les zones intraplaques comme la France peuvent être générés sur une faille par l'accumulation d'énergie sur plusieurs dizaines voire centaines de milliers d'années et ne s'être donc jamais produits à l'échelle de l'histoire de l'homme. Ainsi pour l'IPSN, la question de l'intérêt d'effectuer des vérifications sur la tenue des bâtiments et des matériels se pose dès lors que la marge de 1, en termes d'intensité MSK, entre les SMHV

réévalués et le SMS du site est réduite de façon significative. La réduction de cette marge est alors un indicateur, non pas de l'amélioration des connaissances et de la réduction des incertitudes, mais d'une potentielle sous-évaluation à l'origine due à l'incertitude radicale de ce type de phénomène et potentiellement annonciatrice d'un sous-dimensionnement manifeste de l'installation nucléaire.

Se dessinent deux positionnements radicalement opposés, deux cultures différentes, entre les experts d'EDF et de l'IPSN sur le sens à donner à l'évolution des connaissances et sur le rôle des marges de sécurité. Cette divergence tient à un rapport fondamentalement différent à la connaissance et à l'incertitude. Pour EDF, la connaissance est un jardin, la science le moyen de son exploration et la marge est utilisée en attendant d'avoir pu en faire le tour. Pour l'IPSN, la connaissance est une forêt sauvage, dont on ne connaît ni la dimension ni la composition et où la marge sert à se couvrir de l'incertitude radicale entourant ce que l'on risque d'y rencontrer. Pour les premiers, l'incertitude entourant l'évaluation de l'aléa sismique est exclusivement aléatoire ; elle dépend de la prise en compte de la variabilité du phénomène et peut être comblée par l'approfondissement des bases de données. Pour les seconds, l'incertitude est également épistémique et envisage la potentialité que les modèles actuels d'évaluation soient erronés ou insuffisants et masque un type d'évènement (par exemple des grands séismes intraplaques qui surviennent tous les millions d'années). Du fait de ces appréhensions diamétralement opposées de la connaissance et de l'incertitude, pour le même évènement, les deux corps d'experts donnent des conclusions radicalement opposées. Dans le rapport final des experts de l'IPSN transmis au Groupe permanent d'experts en vue du bilan du réexamen de sûreté des centrales de Fessenheim et de Bugey, il est précisé, par rapport à la réévaluation, sismique de Fessenheim que :

*« Il est à noter qu'EDF, lors de la réunion préparatoire au groupe permanent du 18 avril 1991, a refusé la notion de « SMS réévalué », et n'a d'ailleurs fourni que les spectres correspondants aux nouveaux SMHV et non ceux des SMS recalculés. Les SMS calculés par l'IPSN sont de deux types :*

- *Un SMS correspondant à un séisme régional d'intensité IX, dont le spectre dépasse le spectre de dimensionnement pour les fréquences inférieures à 4 Hz. Le dépassement est de l'ordre de 80% pour les fréquences allant de 0,2 à 1 Hz.*
- *Un SMS correspondant à un séisme proche, d'intensité VIII, dont le spectre dépasse le spectre de dimensionnement pour les fréquences supérieures à 3 Hz. Les accélérations correspondantes sont égales ou supérieures au double de celles du spectre de dimensionnement pour les fréquences supérieures à 6 Hz avec un maximum à 8-10 Hz »<sup>594</sup>*

La réévaluation des spectres correspondant aux séismes de référence de la centrale de Fessenheim occasionne de légers dépassements du spectre de dimensionnement à haute fréquence pour les spectres correspondant au SMHV et de très importants dépassements pour les spectres correspondants au SMS. Pour les experts de l'IPSN, cette réévaluation est

---

<sup>594</sup> IPSN, « Réévaluation de sûreté de Fessenheim et Bugey : Réévaluation du risque sismique », Note SEREP n°94-85, 7 mars 1994, Annexe 1, p.4-5 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK).

un motif d'inquiétude et ils préconisent de conduire des études vérification de comportement de l'installation à ces nouveaux SMS pour maintenir la qualité de robustesse de la centrale. Pour EDF, à l'inverse, ces réévaluations sont rassurantes. La réévaluation des SMHV ne remet pas en cause le spectre de dimensionnement d'origine, ce qui confirme le bienfondé des hypothèses prises à la conception et confirme l'existence de marges de sécurité dans le dimensionnement. Il n'y a alors, pour EDF, pas lieu d'effectuer quelque étude complémentaire que ce soit<sup>595</sup>. Ces discussions se sont tenues dans le cadre du dialogue technique entre les experts de l'IPSN et leur homologue d'EDF. Toutefois, ces discussions doivent être replacées dans le cadre général du réexamen de sûreté.

### 5.1.2. Place de la réévaluation de l'aléa sismique dans le réexamen de sûreté

Jusque-là, l'instauration de la robustesse des centrales nucléaires était divisée en compartiments relativement autonomes. Le cas de la robustesse parasismique a pu être traité de façon quasi isolée jusque maintenant. Dans la période de l'exploitation des centrales nucléaires, il est question de conduire des réexamens de sûreté globaux, mêlant tous les compartiments de la robustesse. Le rassemblement des sujets techniques au sein d'un même processus est accompagné d'une articulation, d'une hiérarchisation et d'une sélection des thématiques qui seront abordées. Ainsi, même si les experts spécialistes des questions sismiques de l'IPSN dialoguent, débattent et s'affrontent avec leur homologue d'EDF et écrivent un avis sur la robustesse parasismique des installations sujette aux réexamens, cet avis peut très bien ne pas être retenu, être un sujet annexe simplement mentionné ou bien être le sujet central du réexamen de sûreté. Dans tous les cas, l'avis sur la robustesse parasismique est mis en commun, au sein de l'IPSN, avec les avis des autres compartiments pour rendre un avis global et commun à tout l'organisme d'expertise. C'est le Service d'évaluation de la sûreté des réacteurs à eau sous pression (SEREP, désormais appelé SSREP pour Service de sûreté des réacteurs à eau sous pression) qui centralise les différentes évaluations et se charge de les articuler. Les experts de ce service sont les plus proches du risque dans le mode d'existence de l'objet technique. Effectivement, leur charge principale est de suivre la vie quotidienne de l'ensemble des centrales nucléaires : ils étudient et répertorient tous les événements qui sortent de l'ordinaire afin d'évaluer leur impact sur la sûreté. Ils contribuent à formaliser le retour d'expérience du point de vue exclusif de la sûreté en identifiant les événements récurrents, potentiellement révélateurs d'une dégradation de fonctionnement de certains réacteurs ou annonceurs d'événements plus graves. Ils contribuent également à la recherche de cohérence interne de l'objet technique en traquant les relations non synergiques entre individus techniques qui peuvent interférer dans leurs fonctionnements respectifs et créer des dysfonctionnements. Ces experts ne se contentent

---

<sup>595</sup> Ibid., p.5

pas de hiérarchiser les différents compartiments de la robustesse, ils hiérarchisent les sujets également à l'intérieur de ces compartiments. La nécessité de hiérarchisation face à la quantité de sujets est mise en exergue dès le premier réexamen de sûreté de Bugey et Fessenheim. Il est précisé dans une note interne circulant au sein de l'IPSN dans le cadre de la rédaction de l'avis général de l'institut sur la robustesse des deux centrales que :

*« En ce qui concerne Fessenheim et Bugey, il convient de hiérarchiser les problèmes, c'est-à-dire de situer l'importance relative, au plan de la sûreté, des différentes actions concernant la justification de la résistance des installations vis-à-vis du séisme »<sup>596</sup>*

Pour les experts du SEREP, la question de la réévaluation de l'aléa sismique est secondaire. La priorité est déjà, selon eux, d'assurer la mise en conformité de l'installation à son référentiel d'origine. Avant d'étudier la résistance de l'installation à un aléa réévalué, ou d'étudier les marges de sûreté disponibles, il s'agit de s'assurer que les deux centrales sont résistantes face au séisme de dimensionnement caractérisé par le spectre EDF calé à 0,2g pour Fessenheim et 0,1g pour Bugey. Plusieurs actions sont nécessaires à cette réalisation. D'abord, les premières études probabilistes de sûreté concernant le risque sismique conduites aux États-Unis ont mis en avant le rôle joué par certains composants qui n'étaient à l'origine pas classés au séisme et n'étaient donc pas dimensionnés pour résister à ce phénomène. Par ailleurs, ces études ont également éclairé la menace que pouvait faire porter sur les composants importants pour la sûreté le comportement des matériels non classés au séisme. Ces deux éléments entrent dans la logique du « séisme évènement » et sont des évolutions prioritaires selon le SEREP : du point de vue de l'objet technique, le séisme comme évènement engendre une infinité de relations non synergiques entre individus techniques et entre individus et ensemble technique ; thème de prédilection de ces experts. À cela s'ajoutent l'identification et la correction des non-conformités des matériels classés au séisme. Ces non-conformités peuvent être dues à un défaut de conception ou de fabrication ou à une dégradation survenue au cours de l'exploitation. En dernier point, de nombreux matériels classés au séisme doivent encore être « qualifiés », c'est-à-dire qu'ils doivent subir des essais sur tables vibrantes pour contrôler leur résistance effective ou bien le maintien de leur fonctionnement pendant et après le séisme. Les experts du SEREP soulèvent que ce premier sujet, de mise en conformité des installations nucléaires ne suscite pas de dissensions avec les experts d'EDF, qui le jugent également prioritaire<sup>597</sup>.

Le sujet de la réévaluation des spectres de mouvement du sol correspondant à l'aléa sismique réévalué est pris en compte, mais intervient dans un second temps. Pour les experts du SEREP, la priorité sur ce sujet est de définir quelle utilisation doit être faite des spectres réévalués. La première question qu'il faut éclairer est de savoir si l'IPSN accepte que la marge entre le spectre de dimensionnement et les spectres SMHV puisse être « consommée » durant

---

<sup>596</sup> IPSN, « Réévaluation de sûreté de Fessenheim et Bugey : Réévaluation du risque sismique », Note SEREP n°94-85, 7 mars 1994, Annexe 1, p.4-5 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK).

<sup>597</sup> Ibid., p.10

la vie de la centrale, au fil des réévaluations. Pour eux, la réponse n'est pas évidente, car d'une part la Règle fondamentale de sûreté laisse toute latitude dans l'interprétation de l'utilisation de cette marge et que d'autre part, on ne peut pas considérer qu'une diminution de cette marge entraîne mécaniquement la non-conformité de l'installation à son rapport de sûreté. Ils ont à l'esprit que la robustesse parasismique ne peut se déterminer par simple intercomparaison de deux courbes : l'une représentant les mouvements du sol utilisés à la conception et l'autre représentant les mouvements du sol de l'aléa sismique réévalué. D'un côté, même en l'absence de dépassement de la première courbe par la deuxième, rien ne garantit que l'objet technique soit parfaitement robuste ; des événements imprévus peuvent toujours survenir après un séisme et certains éléments et individus techniques peuvent être non conformes à leur dimensionnement et ainsi être plus fragiles que prévu. De l'autre côté, rien ne dit qu'un dépassement de la première courbe par la seconde débouche nécessairement sur l'accident nucléaire ; des marges de sécurité étant prises à toutes les étapes de la conception, il est possible que l'objet technique puisse résister à un niveau d'aléa plus élevé que celui utilisé à la conception<sup>598</sup>. Réduire l'appréciation de la robustesse parasismique d'une installation nucléaire à une simple intercomparaison de courbe et à un jugement binaire (dépassement = non robuste ; absence de dépassement = robuste) est insuffisant pour les experts du SEREP. Néanmoins, ils précisent qu'une diminution de la marge entre le SMHV et le séisme de dimensionnement entraîne indubitablement une diminution des capacités de résistance estimées de l'installation par rapport à l'analyse initiale<sup>599</sup>.

Pour les experts du SEREP, bien qu'une augmentation des spectres SMHV ne constitue pas nécessairement une remise en cause de la robustesse parasismique de l'installation, elle peut néanmoins servir à justifier le besoin de conduire des études de vérification supplémentaires. Ils envisagent dès lors un type de demande qui pourrait être faite et difficilement refusé par EDF. La faisabilité, ou pourrait-on aussi dire l'acceptabilité, des demandes de l'IPSN est un aspect qui apparaît pour la première fois comme un sujet à part entière. Auparavant, il était traité au cas par cas au fil des du processus d'instauration soit par décision du Groupe permanent, ou directement au sein du Groupe de travail mixte. Dans cette nouvelle phase de l'instauration de la robustesse, il est nécessaire d'établir des critères ou du moins une convention pratique pour régir la faisabilité des demandes de l'IPSN à l'égard de l'exploitant. Il s'agit alors d'établir une balance de proportionnalité des demandes aux enjeux pour la sûreté. Dans le cas présent, le SEREP propose de déclencher la demande d'étude complémentaire de vérification de robustesse parasismique à partir d'un dépassement supérieur à 50%, pour une bande de fréquence, du spectre de dimensionnement par le spectre du SMS réévalué (et non du SMHV). Ils proposent cette valeur comme une convention minimale :

*« Compte tenu de ces considérations on pourrait retenir, par exemple, de demander à EDF de proposer un programme de vérification, dès lors que, sur une plage de fréquences, l'accélération*

---

<sup>598</sup> Ibid., p.8

<sup>599</sup> Ibid., p.10

*correspondant au nouveau SMS dépasse notablement celle retenue pour le spectre de dimensionnement. Il est difficile de justifier une valeur de dépassement à retenir : une étude s'il y a un dépassement de plus de 50% apparaît a minima indispensable »<sup>600</sup>*

Le principe de faisabilité va au-delà du simple seuil de déclenchement de la demande d'études de vérification et se poursuit dans le contenu de l'étude. Les experts du SEREP précisent notamment qu'il n'est pas question de demander à l'exploitant de conduire une étude globale sur toute l'installation, mais de cibler certains bâtiments ou systèmes qui seraient particulièrement sensibles à ce dépassement, en choisissant par exemple les composants dont la fréquence de résonance se trouve dans la gamme de fréquence où a lieu le dépassement du spectre de dimensionnement. D'autres critères sont envisagés comme la participation du séisme dans le cumul de charges du dimensionnement. Par exemple, on a vu au chapitre précédent que le séisme n'était pas dimensionnant pour le bâtiment des auxiliaires nucléaires, mais que c'était la protection radiologique qui imposait les contraintes les plus fortes pour le génie civil. Dans ce cas, il pourrait ne pas être utile de demander une étude de vérification de comportement dans la mesure où le séisme demeure un contributeur minoritaire. Un autre critère pourrait être l'importance des systèmes considérés pour la sûreté sur critère probabiliste. La dernière possibilité pourrait être de définir des familles de composantes et de définir des cas enveloppes pour ces familles qu'il suffirait alors d'analyser pour obtenir des informations sur toute la famille. Ces différentes possibilités sont proposées par le SEREP au reste de l'institut dans l'optique de convaincre le Groupe permanent et EDF de la faisabilité et de la proportionnalité de la demande. Les experts du SEREP ont conscience qu'EDF sera sûrement réfractaire à l'idée de conduire des études de vérification. Ils envisagent alors eux-mêmes de conduire des études qui démontreraient l'intérêt de l'étude :

*« S'il est clair que c'est à EDF de mener ces études, le DES [département d'étude de sûreté] doit être en mesure d'en démontrer la nécessité, par exemple en prouvant, sur la base d'un exemple, qu'un séisme équivalent au SMS réévalué conduirait à la perte d'une fonction de sûreté »<sup>601</sup>*

Dans la période de maintenance de la robustesse des centrales nucléaires, il y a un partage de la charge de la preuve. D'une part, EDF doit démontrer la robustesse de ses installations. Mais, d'autre part, l'IPSN doit démontrer que cette robustesse est remise en cause par des connaissances ou méthodologies nouvelles. La stabilité est la situation de base et le mouvement, dans un sens comme dans l'autre doit être rigoureusement justifié. Pour cette raison, les experts du SEREP pensent qu'il est trop tard pour formuler ces demandes lors du réexamen de sûreté de Fessenheim et Bugey, mais qu'elles pourraient l'être pour le prochain réexamen du palier 900MWe. Les experts du SEREP pensent également que les spectres SMS réévalués pourraient être utilisés pour toutes les nouvelles études concernant des

---

<sup>600</sup> Ibid., p.12

<sup>601</sup> Ibid.



modifications, pour les revues de conception, ainsi que pour les analyses de nocivité et pour les études liées au « séisme évènement ». Finalement, l'avis de l'IPSN retient pour le volet robustesse parasismique du réexamen de sûreté de Fessenheim et Bugey de traiter en priorité la question des non-conformités d'éléments et d'individus techniques à leurs critères de dimensionnement parasismique et de réserver à plus tard la réalisation des études nécessaires aux autres problématiques (en particulier « séisme évènement » et réévaluation de l'aléa sismique).

L'avis du Groupe permanent suit celui de l'IPSN. En particulier, ses membres jugent acceptable la robustesse parasismique de la centrale de Fessenheim, mais sous réserve d'effectuer des études de vérifications supplémentaires<sup>602</sup>. Dans son rapport, le Groupe permanent recommande qu'EDF conduise, à terme, trois types d'études. La première porte sur une vérification complémentaire du bon comportement de la centrale de Fessenheim dans le cas d'un séisme proche. La deuxième porte sur une vérification de la tenue de la digue de Fessenheim au SMS ainsi qu'au SMHV réévalué. La troisième porte sur la vérification que des marges suffisantes subsistent vis-à-vis de séismes d'intensités supérieures à celles des SMHV réévaluées définies pour le site de Fessenheim, en effectuant des études, et notamment des calculs, sur une sélection d'ouvrages et d'équipements de cette centrale, jugés plus sensibles. En réalité, dans un premier temps, le Groupe permanent ne demande pas à EDF de conduire ces études, mais de fournir un échéancier et un programme de travail qui permet de répondre à ces demandes d'études complémentaires. Par ailleurs, le Groupe permanent reconnaît que si les études de marges sismiques ainsi que le programme « séisme évènement » sont indispensables pour juger à terme de la robustesse des deux centrales, il s'agit de sujets d'ampleur et qui ont un caractère générique et qui seront, de ce fait, traités dans le réexamen du palier standardisé 900MWe, auquel appartiennent désormais aussi les deux plus vieilles centrales. Finalement, le réexamen de sûreté des centrales de Fessenheim et Bugey a été l'occasion d'illustrer les problématiques nouvelles qui émergent avec la maintenance de la robustesse d'un parc électronucléaire en exploitation, mais en pratique il s'est limité à une mise en conformité de l'installation avec le référentiel de sûreté du palier standardisé de réacteur 900 MWe. Le règlement à proprement parler de ces nouvelles problématiques est alors repoussé aux réexamens de sûreté du palier qui commencent, en parallèle, en 1990.

---

<sup>602</sup> Ministère de l'Industrie des postes et télécommunications et du commerce extérieur, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Bilan de la réévaluation de la sûreté des tranches de Fessenheim et Bugey : Avis du Groupe permanent », réunions des 8 décembre 1994, 5 janvier, 26 janvier et 2 février 1995, p.2 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK).

## 5.2. L'idéal de maintenance à l'épreuve de l'expérience

Le réexamen de sûreté du palier standardisé de réacteur de 900 MWe est celui qui marque véritablement le début d'une pratique de maintenance procéduralisée et stabilisée. Il s'est déroulé entre 1990 et 2002. C'est en effet à l'occasion de ce réexamen que les différents acteurs de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté se sont mis d'accord sur une procédure commune au bout de 3 ans de discussion, entre 1990 et 1993. Le Groupe permanent d'experts réacteurs s'est réuni le 4 novembre 1993 pour examiner les objectifs, la démarche et le calendrier du réexamen de sûreté, étant entendu que les décisions prises formaliseront la pratique pour les prochains réexamens. L'examen de la démarche des réexamens de sûreté est effectué, à l'instar de toute problématique technique, sur la base d'un dossier d'EDF, qui fait l'objet d'un avis de l'IPSN, discuté devant le Groupe permanent d'experts qui rédige un avis et des recommandations à destination de l'organe administratif de sûreté qui décide de la validité du dossier et des suites à lui donner.

La procédure proposée par les exploitants et validée par l'IPSN et le Groupe permanent d'experts se structure en trois étapes :

- Définition du référentiel de sûreté et examen de conformité des installations ;
- Évaluation et modification du référentiel de sûreté au regard de l'évolution des connaissances ainsi que des référentiels de sûreté des réacteurs plus récents ;
- Définition des modifications à réaliser sur les installations pour répondre à leur nouveau référentiel

La première étape de la démarche concerne l'examen de conformité et commence par une étape de définition du référentiel des exigences de sûreté. Cette étape vise à définir l'état théorique des centrales pour pouvoir étudier leur conformité à cet état. La nécessité d'un tel travail est justifiée par l'évolution relativement erratique de la sûreté des centrales nucléaires au cours de la décennie 1980. Entre la publication des Règles fondamentales de sûreté, des Règles de conception et construction des bâtiments et matériels, ainsi que des évolutions de sûreté qui ont fait suite à l'accident de *Three Mile Island* et du développement d'un nouveau standard pour le palier 1450 MWe, les exigences de sûreté ont évoluées en continu et se sont différenciées en fonction des paliers et sous-paliers. La première étape du réexamen est alors de circonscrire et d'arrêter le contenu du référentiel auquel les centrales doivent répondre pour une durée de dix ans, jusqu'au prochain réexamen de sûreté. Cette exigence est née d'une volonté d'EDF de voir le référentiel des exigences de sûreté stabilisé pour pouvoir conserver l'esprit des paliers technologiques. Cette volonté est néanmoins partagée par le Groupe permanent qui juge que :

*« Le groupe permanent estime qu'une stabilisation du référentiel de sûreté, assortie d'une évolution par étapes, est indispensable, vu la complexité des installations ; elle ne doit toutefois*

*pas s'opposer à des améliorations qui seraient rendues nécessaires par la découverte d'un problème important de sûreté »<sup>603</sup>*

Selon le Groupe permanent, il faut trouver le bon équilibre entre évolution et stabilité du référentiel des exigences de sûreté. La mise à jour tous les dix ans leur paraît être un rythme acceptable. Ainsi, chaque réexamen de sûreté débute par un travail préliminaire de définition d'un référentiel qui sera stable pendant 10 ans. Du point de vue de la robustesse parasismique, le référentiel retenu pour l'examen de conformité des installations du palier 900 MWe est fait de la Règle fondamentale de sûreté I.2.c. ainsi que des chapitres « site » des rapports de sûreté des centrales nucléaires, dont celles de Tricastin et de Gravelines devront être mis à jour. À partir de ce référentiel, il est possible d'évaluer la conformité de l'installation, d'identifier les écarts, d'évaluer leurs conséquences sur la sûreté et de prévoir les modifications de maintenance nécessaires. Cette dynamique implique que des non-conformités dans une centrale nucléaire ne proviennent pas nécessairement d'un défaut de conception, de fabrication ou d'entretien, mais peuvent aussi provenir d'un changement du référentiel auquel l'objet technique doit être conforme.

La deuxième étape de la procédure du réexamen de sûreté établi en 1993 vise à évaluer la suffisance du référentiel de sûreté au regard de l'évolution des connaissances ainsi que des référentiels de sûreté des centrales plus récentes. Dans le cas du palier 900 MWe, il s'agit notamment de tenir compte des résultats de la première évaluation probabiliste de sûreté conduite en France ainsi que de la comparaison avec le référentiel de sûreté du palier 1450 MWe. Toutefois, il ne s'agit pas de copier le nouveau référentiel, mais plutôt d'évaluer l'incidence de l'écart des deux référentiels en termes de sûreté et de jauger, d'un point de vue coût/bénéfice pour la robustesse, de l'intérêt qu'il y aurait à combler cet écart. L'évaluation probabiliste de sûreté (EPS) est considérée de ce point de vue, par le Groupe permanent d'experts, comme un outil judicieux de hiérarchisation des améliorations qui paraissent les plus opportunes au regard de leur gain pour la sûreté, exprimé en diminution de probabilité d'accident de fusion du cœur, la situation la plus redoutée<sup>604</sup>, ou en termes de dégradation des barrières de confinement des matières radioactives<sup>605</sup>. Le Groupe permanent précise la politique de sélection des améliorations à prendre en compte de la façon suivante :

*Le Groupe permanent considère que, dans le cadre du réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 [900 MWe], il faut utiliser une approche pragmatique en définissant les améliorations destinées à prévenir la fusion du cœur qui paraissent les plus importantes, notamment pour les cas où le confinement serait dégradé. Le Groupe permanent recommande qu'EDF fournisse dans les meilleurs délais, sur la base des études EPS existantes, le résultat de l'examen en cours*

---

<sup>603</sup> Ministère de l'Industrie des postes télécommunications et du commerce extérieur, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Réexamen de la sûreté du palier CP1-CP2 : Avis du Groupe permanent », réunion du 4 novembre 1993, p.2

<sup>604</sup> Cf note n°216, p.117

<sup>605</sup> La démarche de sûreté américaine importée en 1970 est fondée sur le maintien de l'intégrité des trois barrières de confinement (cf. Chapitre 2).

*de toutes les séquences qui ont une probabilité de fusion du cœur supérieure à  $10^6$  par an par réacteur »<sup>606</sup>*

L'utilisation des études probabilistes de sûreté permet, selon le Groupe permanent d'effectuer une première sélection des écarts de sûreté pouvant nécessiter d'être transposée en modifications : toutes les séquences accidentelles qui conduisent à un risque supérieur à une chance sur un million de fusion du cœur par réacteur par an sont retenues pour un examen approfondi.

À partir du référentiel du palier le plus récent et des résultats de la première évaluation probabiliste, une série de thèmes prioritaires est établie pour conduire la mise à jour du référentiel. La logique est de limiter le nombre de thèmes à ceux qui sont potentiellement le plus impactant sur la sûreté, pour garantir la faisabilité du réexamen et de l'implémentation des modifications sur les sites. À ce niveau de détails, la probabilité d'accident n'est plus le seul critère de choix. Selon les experts d'EDF, pour sélectionner les modifications il faut également tenir compte du gain susceptible d'être apporté à la sûreté des réacteurs, des inconvénients potentiels pouvant être induits par ces évolutions tout en prenant en compte les aspects technico-économiques<sup>607</sup>.

Ainsi, pour l'exploitant du parc électronucléaire, l'évaluation du référentiel doit bien être distinguée de l'implémentation des résultats sur les installations. Il s'agit de mener une évaluation aussi objective et poussée que possible du référentiel existant au regard des techniques les plus avancées et dans un deuxième temps de juger de la nécessité de donner suite aux écarts identifiés. Ce jugement reposant sur le gain potentiel pour la sûreté, mais également sur un critère de coût de la modification. Un autre critère est celui des potentiels inconvénients que peuvent poser des modifications sur la concrétisation de l'objet technique. Il s'agit, pour les experts d'EDF d'être attentifs, comme Simondon le clamait, à ne pas « masquer nuire aux véritables imperfections d'un objet technique, en compensant par des artifices inessentiels » (Simondon, 1958, p. 47).

Dans le cadre du réexamen de sûreté du palier 900 MWe, les thèmes principaux retenus pour l'évaluation et la mise à jour du référentiel des exigences de sûreté sont au nombre de six. Les trois premiers correspondent à une revue de conception des trois individus techniques qui contribuent le plus au risque global de fusion du cœur mis en évidence dans la première évaluation probabiliste de sûreté<sup>608</sup>. L'objectif est d'étudier comment il est possible de réduire

---

<sup>606</sup> Ministère de l'Industrie des postes télécommunications et du commerce extérieur, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Réexamen de la sûreté du palier CP1-CP2 : Recommandations du Groupe permanent », réunion du 4 novembre 1993, p.2-3

<sup>607</sup> Rapport DES n°259 : réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 en vue de la réunion du Groupe permanent du 20 février 1996, p.110

<sup>608</sup> Il s'agit en premier lieu du système ASG, qui a pour rôle de garantir l'alimentation en eau les générateurs de vapeur toutes les fois où celle-ci ne peut être réalisée par le poste d'eau normale. Sa contribution au risque total de fusion du cœur est de 14% ( $7.10^6$  par an par réacteur). Ensuite du système d'injection de sécurité (RIS), qui a pour but de fournir de l'eau de refroidissement dans la cuve du réacteur en cas de rupture du circuit primaire. Sa contribution au risque total est également de 14%. Enfin le système DVS qui assure la ventilation des locaux des moteurs des pompes d'aspersion EAS et d'injection de sécurité RIS. Sa contribution est la plus importante et atteint 19% du risque total de fusion du cœur.

le risque de défaillance de ces individus, pris individuellement, par des modifications de conception ou d'utilisation. Le quatrième thème porte sur le développement et l'utilisation qu'il convient de faire des évaluations probabilistes de sûreté dans le réexamen de sûreté des centrales nucléaires. Le cinquième thème porte sur la démarche « séisme événement ». Le dernier thème qui fait l'objet d'une analyse poussée est la réévaluation de la sismicité du Tricastin avec l'objectif de clarifier la place de ces réévaluations dans le processus de maintenance de la robustesse.

La troisième étape du réexamen vise à définir les modifications à réaliser lors des visites décennales. Ces modifications sont classées en deux catégories. Le premier type de modification vise à réparer les non-conformités des centrales par rapport au référentiel établi à la première étape du réexamen. Ces modifications sont systématiques et obligatoires, sauf si une analyse de non-nocivité de l'écart de conformité est apportée par l'exploitant. Le deuxième type de modification vise à tenir compte des résultats de la mise à jour du référentiel de sûreté. Dans ce cas, ces modifications sont effectuées si et seulement si le bénéfice pour la sûreté est important et si le coût de la modification n'est pas trop contraignant. De plus, la liste des modifications doit être arrêtée suffisamment en amont de la visite décennale, pour laisser à l'exploitant du temps pour concevoir, articuler et hiérarchiser les différentes modifications à apporter sur chaque réacteur pour en limiter la durée de l'arrêt.

Concernant le réexamen du palier 900 MWE, l'aspect séquentiel de la procédure de réexamen de sûreté n'est pas respecté. En particulier, EDF impose une date limite pour stopper la liste des modifications à échéance de fin 1995. Cette contrainte calendaire est jugée non compatible par l'IPSN avec le déroulement en trois étapes de la procédure du réexamen de sûreté. En pratique effectivement, au moment où les experts EDF ont transmis la liste des modifications qu'ils comptent réaliser sur les installations (étape 3), la définition du référentiel de sûreté n'est pas tout à fait terminée (étape 1) et la mise à jour du référentiel aux regards des nouvelles connaissances et pratiques de sûreté (étape 2) est à peine engagée. Ainsi, la liste des modifications prévues dans le cadre des deuxièmes visites décennales est définie par EDF avant même la fin du réexamen de sûreté.

Plusieurs réunions du Groupe permanent devant solder l'évaluation du référentiel des exigences sûreté ont lieu entre novembre 1995 et janvier 1996 alors que, pour EDF, la date limite pour intégrer de nouvelles modifications est fin 1995. En conséquence, l'IPSN remarque que la plupart des motivations proposées par EDF ne sont pas issues du réexamen de sûreté. Les experts de l'IPSN écrivent ainsi :

*« Une analyse sommaire de l'origine des modifications proposées dans ce lot fait apparaître une forte proportion correspondant à des reports de modifications précédemment prévues ou à*

*des modifications issues du retour d'expérience en exploitation. Celles issues du réexamen de sûreté proprement dit sont en nombre très limité »<sup>609</sup>*

En nombre, sur les 83 modifications de conception que contient la liste proposée par EDF, seules 25 font écho au réexamen de sûreté. Les autres modifications proviennent de demandes antérieures ou du retour d'expérience. Parmi les 25 modifications qui suivent le réexamen de sûreté, deux portent sur la tenue au séisme, mais il est précisé que chacun de ces dossiers regroupe plusieurs modifications. Elles font suite à l'étude « séisme évènement » et concernent l'amélioration de la tenue au séisme du pont de levage du bâtiment combustible qui sert à la manutention du combustible radioactif ainsi que la tenue de matériels à l'origine non classés au séisme. Parmi les autres modifications, qui ne font pas directement suite au réexamen de sûreté, mais qui font suite à des demandes antérieures de l'organe administratif de sûreté, deux concernent directement la tenue au séisme :

- La tenue au séisme des dispositifs de lutte contre l'incendie
- La revue de conception du système de refroidissement de secours ASG ainsi que du système de ventilation DVG du bâtiment qui contient le système ASG

La tenue au séisme des dispositifs de lutte contre l'incendie au niveau SMS est une demande du Groupe permanent qui date de 1987 et qui fait suite au premier résultat des études probabilistes de sûreté américaines intégrant l'agression sismique. La deuxième demande fait suite à la fois à une demande antérieure non soldée, mais fait également écho à ce réexamen de sûreté. Les études de marges sismiques conduites par la NRC ont mis en avant dès 1985 la place importante jouée par la perte du système ASG dans la probabilité d'accident nucléaire avec perte de confinement suite à un séisme. La première évaluation probabiliste de sûreté est conduite en France en 1989 et intégrée au premier réexamen de sûreté du palier 900 MWe pour hiérarchiser les sujets importants ainsi que pour juger du gain pour la sûreté des modifications à confirmer la contribution importante de l'individu technique dans le risque d'accident. Cette étude, qui ne tient pas compte des agressions externes dues aux phénomènes naturels comme aux actions humaines, cible néanmoins le système ASG comme le deuxième plus gros contributeur au risque global de fusion du cœur avec une participation de 14 %<sup>610</sup>. De ce fait, la fiabilité du système ASG est un des thèmes principal retenu dans le réexamen de sûreté et qui a fait l'objet d'une étude complète de reconception. Lors de cette analyse, EDF a indiqué à l'IPSN qu'une anomalie générique de conception du système ASG a été découverte en 1988. Cette anomalie concerne l'omission, dans les études initiales de tenue au séisme, des déplacements différentiels entre le massif support des pompes ASG et le plancher. Pour y remédier, EDF a modifié l'ancrage des pompes dans le plancher et conduit des études dès 1991 pour arriver d'ici à 1998 à une tenue complète du système au séisme.

---

<sup>609</sup> Rapport DES n°259 : réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 en vue de la réunion du Groupe permanent du 20 février 1996, p.108

<sup>610</sup> Rapport DES n°259 : réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 en vue de la réunion du Groupe permanent du 20 février 1996, p.239

Face à l'opposition de l'IPSN sur le calendrier EDF et pour pouvoir tenir compte des résultats de l'examen par le groupe permanent de la mise à jour du référentiel de sûreté, l'organe administratif de sûreté nucléaire, EDF et l'IPSN ont soldé un compromis sur une nouvelle date limite. Cette date est fixée à juin 1996<sup>611</sup>. Ce laps de temps supplémentaire se répercute sur les dates des visites décennales des réacteurs nucléaires. Le réacteur 1 de la centrale de Tricastin, tête de série du palier 900 MWe, qui devait se tenir initialement mi-1998, est finalement déplacé à février 1999. Par ailleurs, il est acté que l'ensemble des modifications issues de la mise à jour du référentiel ne pourront être incluses dans le cadre des deuxièmes visites décennales et qu'une partie sera en conséquence reportée au réexamen suivant. En outre, il est acté entre les différentes parties prenantes de l'arène subpolitique qu'une telle situation ne devra pas se reproduire<sup>612</sup>.

Lors de ce premier réexamen, les différentes étapes ne sont pas réellement successives et les réunions du Groupe permanent en novembre 1995 et janvier 1996 portent en conséquence sur l'ensemble de la procédure. Le premier objectif assigné à cet examen par le Groupe permanent est l'examen du référentiel des exigences de sûreté proposé par EDF. Le deuxième objectif est l'examen des modifications génériques souhaitables sur le plan de la sûreté qui devront être intégrées dans le lot de modifications des deuxièmes visites décennales. Pour cela, il est question de traiter prioritairement les thèmes du réexamen dont les analyses risquent de conduire à des modifications d'installation. Enfin, le troisième objectif, moins prioritaire, est l'examen des aspects propre aux sites, comme la réévaluation de la sismicité de Tricastin.

### 5.2.1. La nécessaire prise en compte de l'évolution des connaissances sismiques

À l'instar de la réévaluation de la sismicité du site de Fessenheim, l'examen de la réévaluation de la sismicité du site de Tricastin se fonde sur la base d'une étude des experts d'EDF et d'une contre-étude des experts de l'IPSN. C'est à partir de la confrontation de ces deux études que ces derniers émettent leur avis sur l'étude EDF. L'objectif de la réévaluation est l'application de la règle fondamentale de sûreté I.2.c. de 1981 ainsi que l'utilisation des données les plus récentes concernant la sismicité historique, mais aussi les données géologiques. Conformément à l'avis du Groupe permanent sur le cas de la réévaluation de Fessenheim, il est acté que seuls les séismes maximums historiquement vraisemblables (SMHV) font l'objet d'une réévaluation, mais que les séismes majorés de sécurité (SMS) ne sont pas concernés, la marge de 1 degré d'intensité servant à couvrir les réévaluations

---

<sup>611</sup> Rapport DES n°259 : réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 en vue de la réunion du Groupe permanent du 20 février 1996, p. 303

<sup>612</sup> Rapport DES n°259 : réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 en vue de la réunion du Groupe permanent du 20 février 1996, p. 304

périodiques. Toutefois, dans le cadre de la recommandation du Groupe permanent portant sur la conduite d'étude des marges disponibles vis-à-vis de la menace sismique, l'IPSN a conduit des réévaluations des SMS et même de ce qu'il appelle des SMS+1, qui pourront servir d'aléa de référence pour l'étude des marges sismiques. Il est ainsi indiqué dans le rapport de l'IPSN que :

*« Si la notion de SMS telle que définie dans la RFS I.2.c. n'est pas reprise dans la réévaluation de sûreté, la définition d'un SMS réévalué permet d'estimer une enveloppe pour le calcul des marges sur certains ouvrages ou équipements, jugés les plus sensibles. À ce titre, la réévaluation de l'aléa sismique conduira à définir sur le site les SMHV réévalués et en complément l'IPSN fournira les spectres des SMS réévalués »<sup>613</sup>*

L'avis de l'IPSN se fonde en partie sur l'étude de la sismicité de la basse vallée du Rhône conduite par ses services en 1993 ainsi que sur une étude fournie par EDF en 1994. L'étude de l'IPSN vise à évaluer la sismicité d'une vaste région autour du site et non plus seulement du site de Tricastin. Ainsi l'étude est également valable pour le site de Cruas et le site d'Eurodif. L'objectif est d'appliquer les meilleures connaissances et outils disponibles pour évaluer aussi scientifiquement que possible la sismicité de la région. C'est dans un second temps, seulement, que l'incidence de cette sismicité sur les différents sites nucléaires est effectuée par l'application de la Règle fondamentale. Nonobstant, l'étude des experts de l'IPSN ne se limite pas à l'application de la procédure consignée dans la règle fondamentale, mais propose, à l'inverse, une série d'améliorations de la règle au vu des connaissances les plus récentes. Il est ainsi précisé que :

*« La démarche réglementaire reste conforme à la Règle Fondamentale de Sûreté I.2.c. Cependant, le BERSSIN [Bureau d'évaluation des risques sismiques pour la sûreté des installations nucléaires de l'IPSN] a entamé une réflexion issue de ses études visant à proposer une réglementation mieux adaptée aux récentes avancées des connaissances dans le domaine de la sismotectonique et du calcul des mouvements sismiques adaptés aux sites. Une application à Tricastin des propositions de modification de la RFS I.2.c. est présentée dans cette étude en complément de la réglementation en vigueur »<sup>614</sup>*

Ainsi, cette réévaluation de la sismicité du Tricastin est à la fois la première application officielle de la règle fondamentale à la centrale et en même temps le premier jalon de l'évolution de cette règle. L'évolution de la règle est motivée par deux nouvelles évolutions dans les connaissances de la sismicité. D'une part, de nombreux signaux sismiques en zone proche de l'épicentre ont pu être enregistrés en Europe et en Californie, comblant le déficit en données pour les épicentres à moins de 10 km du lieu d'enregistrement. L'acquisition de ces nouvelles données par les experts de l'IPSN permet désormais d'appliquer le calcul des spectres également pour le séisme superficiel et de se dispenser du spectre de forme forfaitaire. Ces données ont également permis d'ajuster les coefficients de la formule de calcul des spectres de façon à les adapter au contexte géologique des régions intraplaques qui

---

<sup>613</sup> IPSN, « Examen de la réévaluation de sûreté du niveau sismique de Tricastin », Note technique 95/3, p.1

<sup>614</sup> Ibid., p.2



caractérise la France et pour une large gamme de distance et de magnitude. Elles ont également permis d'ajuster le facteur de multiplication qui sépare le spectre SMHV du spectre SMS (cf. Chapitre 4). L'ensemble des ajustements apportés par les nouvelles données acquises a été consigné dans une communication d'un de ses membres, Bagher Mohammadioun en 1993<sup>615</sup>. La deuxième évolution vient d'un programme lancé directement à la suite du projet de la carte sismotectonique de France, en 1986 à l'IPSN. Il vise à la création d'une base de données des séismes historiques en France, dénommé « Sirène » (aujourd'hui SisFrance) ainsi qu'à une meilleure prise en compte des données géologiques ; cette base de données, partagée avec tous les acteurs de l'arène subpolitique, vise initialement à pérenniser les caractéristiques des séismes anciens et a isolé les controverses autour de leur détermination des analyses de sûreté à proprement dite. Il est ainsi précisé en introduction de l'étude sur la sismicité de la basse vallée du Rhône que :

*« Dans le domaine de la géologie, la réflexion menée au BERSSIN a permis un perfectionnement de la méthodologie basée sur la prise en compte de données spécifiques à la géologie dynamique. Les études entreprises apportent un grand nombre de données nouvelles (contraintes, mécanismes au foyer, néotectonique, paléosismicité, etc.) et permettent une meilleure identification et caractérisation des accidents ou des domaines sismotectoniques »<sup>616</sup>*

L'ensemble de ce travail a donné lieu à la publication d'un document de synthèse, en 1993 également<sup>617</sup>. L'étude des experts de l'IPSN tient compte de l'ensemble de ces nouvelles données et établit d'abord un zonage sismotectonique régional, puis l'identification de certaines zones sources liées aux grandes structures tectoniques pour ensuite évaluer l'aléa sismique sur le site de Tricastin. L'ensemble donne une étude beaucoup plus dense qu'à l'accoutumée, près de deux cents pages contre une dizaine dans la période 1975-1985. De façon générale, on constate une augmentation continue du nombre de pages des études d'aléa sismique depuis les débuts des usages de l'énergie atomique en France. À l'origine, l'aléa sismique ne faisait pas l'objet d'étude particulière, mais les valeurs étaient données soit directement dans les règles conventionnelles (AS55 puis PS62 et PS69), soit par simple avis d'expert (de Jean-Pierre Rothé exclusivement). À partir de 1973 et du choix du site de Tricastin, l'avis de Jean-Pierre Rothé était justifié par des études courtes de quelques pages. Avec le lancement du projet de carte sismotectonique et la multiplication des données concernant les séismes historiques, ces études, désormais conduites par l'IPSN ou par EDF faisaient une dizaine de pages. Avec la prise en compte des données géologiques, les études d'aléa sismique conduites par l'IPSN ont franchi un cap, et sont de l'ordre de la centaine de

---

<sup>615</sup> Mohammadioun, B. (1993), « Exploitation de la banque de données de mouvements forts de l'IPSN : Révision des coefficients de corrélation de calcul des spectres à l'aide d'ensembles de données acquises lors de séismes importants récents », *Génie parasismique et aspects vibratoires dans le génie civil*, 3<sup>e</sup> colloque national AFPS, vol.1, p. 23-31

<sup>616</sup> IPSN, « Examen de la réévaluation de sûreté du niveau sismique de Tricastin », Note technique 95/3, p.1

<sup>617</sup> Grellet, B., Combes, P., Granier T., Philip, H. et Mohammadioun, B. (1993), « Sismotectonique de la France métropolitaine dans son cadre géologique et géophysique avec atlas de 23 cartes au 1/4 000 000 et une carte au 1/1 000 000 », *Mémoire de la Société Géologique de France*, N°164, vol.1

pages (93 pages pour la première étude sur la sismicité de Fessenheim de 1991<sup>618</sup> et 183 pages pour celles de la basse vallée du Rhône en 1993).

L'utilisation des nouvelles données dans l'étude des experts de l'IPSN sur la sismicité de la basse vallée du Rhône permet de revoir d'une part les limites des grandes zones sismotectoniques ainsi que de préciser le regroupement des séismes historiques autour de structures géologiques, permettant alors d'ajuster le déplacement potentiel des épacentres et, d'autre part, à caractériser la potentialité sismogénique des différentes structures. Ce dernier point permet d'estimer, en l'absence de donnée de séismes historiques, la potentialité d'une structure géologique de générer un séisme d'une certaine puissance. En effet, en mesurant la vitesse de coulissement des deux compartiments le long d'une faille, il est possible d'évaluer la contrainte engendrée par ce coulissement et donc l'énergie emmagasinée dans la faille et potentiellement relâchée brusquement lors d'un séisme. L'identification des structures géologiques permet également d'identifier des zones de rupture, vestige d'un séisme passé potentiellement très ancien appelé paléoséisme (de l'ordre de la centaine de milliers voire du million d'années). Ces nouvelles informations sur la sismicité de la région ne sont toutefois pas directement employées dans l'évaluation de l'aléa sismique du site de Tricastin. Il s'agit, au stade actuel, plutôt de pistes pour une évolution future. Toutefois, elles ont permis de préciser l'évaluation des caractéristiques des séismes de référence pour la détermination du SMHV du site.

Par rapport aux études précédentes, la nouvelle étude des experts de l'IPSN prend en compte plus de séismes historiques, les rattache systématiquement à des structures géologiques (zone ou accident sismotectonique) et estime les paramètres des différents séismes avant et après translation. De ce fait, les essais sismiques de 1773 et 1873, qui déterminent toujours le SMHV du site de Tricastin, sont désormais translattés à l'aplomb du site et non plus à 2 km. Les paramètres retenus après translation des épacentres à l'aplomb de la centrale sont désormais une intensité maximale de niveau VII-VIII sur l'échelle MSK, une magnitude de 5 sur l'échelle de Richter et une profondeur de 5 km pour le foyer du séisme. Le SMHV du site est alors défini, au titre de la Règle fondamentale de sûreté I.2.c., comme un séisme proche, ou séisme superficiel, pour lequel le spectre de mouvement du sol est donné par le spectre forfaitaire calé en accélération par une relation d'équivalence donnée dans la règle (en l'occurrence 0,3g). Toutefois, selon les auteurs de l'étude, les nouvelles données acquises à l'IPSN permettent désormais d'étendre le champ de validité de la formule de calcul de spectre aux spectres superficiels et de se passer du spectre forfaitaire. Ils proposent alors de comparer les spectres obtenus par les deux méthodes. Le spectre obtenu par le calcul dépasse le spectre forfaitaire dans la gamme de fréquences 2 à 4,5 Hz (dépassement de l'ordre de 20%). Par contre pour la gamme de fréquences supérieure à 4,5 Hz, le spectre forfaitaire dépasse largement le spectre calculé (dépassement de l'ordre de 100%). Cette différence était

---

<sup>618</sup> IPSN, « Réévaluation de l'aléa sismique sur le site de Fessenheim », Rapport SERG N°91/13, avril 1991 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK).

prévisible selon les auteurs de l'étude. En effet, ils précisent que le spectre forfaitaire étant issu de la combinaison de plusieurs spectres réels, il donne une forme lissée et enveloppe de plusieurs spectres réels alors que le spectre calculé issu d'un seul séisme donne généralement un pic dans une gamme de fréquence relativement étroite. En plus des spectres correspondant au SMHV, l'étude des experts de l'IPSN propose également des spectres correspondant au SMS réévalué et même à un niveau SMS +1.

L'application de la RFS pour la détermination des spectres SMS correspondant à un séisme superficiel est la même que pour le spectre SMHV. Il s'agit donc d'utiliser le spectre de forme forfaitaire calé en accélération. L'accélération est donnée par une relation d'équivalence avec l'intensité. Dans le cas de Tricastin, l'intensité du SMS réévalué est de VIII-IX, ce qui correspond à une accélération 0,5g. La détermination des spectres SMS dans le cas d'un spectre SMHV calculé est obtenue par une multiplication directe de ce dernier. Dans la RFS de 1981, le facteur de base est équivalent à 2. Avec les nouvelles données de la sismothèque, ce facteur est abaissé à 1,5. Le spectre obtenu par le calcul est très légèrement supérieur au spectre forfaitaire dans la gamme de fréquences 2 à 3 Hz, mais dans une proportion jugée négligeable par les auteurs. Par contre, le spectre forfaitaire est toujours supérieur dans les hautes fréquences, et dans la même proportion, au spectre calculé. En conclusion de leur étude, les auteurs estiment qu'il n'y a plus lieu désormais d'utiliser des spectres forfaitaires pour les séismes proches et que ces spectres induisent une majoration non justifiée des paramètres du mouvement du sol et concluent que dans le cas du site de Tricastin, les spectres SMHV et SMS adaptés au site [sous-entendu obtenu pas le calcul] doivent être retenus<sup>619</sup>.

En dernier lieu, les experts de l'IPSN proposent la définition de spectre correspondant à un SMS majoré de 1 degré d'intensité MSK. Ceci fait écho à une demande de l'organe administratif de sûreté qui cherchait à déterminer un niveau de référence pour conduire les études de marges sismiques. Ce niveau pourrait être soit équivalent à un SMS réévalué soit à un SMS réévalué +1. Les caractéristiques d'un tel séisme sont alors une intensité de niveau IX-X sur l'échelle MSK auquel correspond une magnitude 6 (+ 1 degré de magnitude par rapport au SMHV) pour une profondeur constante. La détermination d'un spectre de mouvement correspondant à un tel scénario sismique pose des problèmes méthodologiques nouveaux. D'une part, dans le cas d'un tel séisme le glissement de la faille se produirait sur une dizaine de kilomètres de long pour 5 kilomètres de large. En conséquence, il est très fortement probable qu'un tel séisme dont le foyer est situé à 5 km de profondeur occasionne une rupture en surface et donc des déplacements plastiques (permanents) du sol. En postulant que le foyer est à l'aplomb du site, il faudrait alors tenir compte des forces engendrées par les niveaux différentiels de part et d'autre de la faille. Ce problème technique singulier qui a soldé l'histoire du nucléaire civil en Californie durant la décennie 1960 et 1970 (Meehan, 1984 ; Okrent, 1981) fait son apparition en France. Toutefois, les auteurs éludent se problèmes en considérant que la probabilité que la rupture de surface se situe

---

<sup>619</sup> IPSN, « Examen de la réévaluation de sûreté du niveau sismique de Tricastin », Note technique 95/3, p.51

exactement sous la centrale est très faible. Ainsi, seuls les mouvements transitoires sont considérés et sont représentés par un spectre de mouvement du sol. Une seconde difficulté intervient alors. La sismothèque qui permet de déterminer les valeurs des différents coefficients empiriques utilisés dans la formule servant au calcul des spectres ne contient que très peu de données correspondant à un tel niveau d'intensité et la formule n'est donc pas applicable. L'obtention d'un spectre SMS +1 par multiplication du spectre SMS n'est pas non plus applicable et pour la même raison, ne sachant pas si le coefficient 1,5 établi entre les intensités VI et VII est constant. La solution utilisée consiste à s'affranchir de l'intensité macrosismique et à n'utiliser que les paramètres physiques du séisme (magnitude, profondeur, dimension de la faille, mécanisme au foyer, etc.). Les experts de l'IPSN font alors référence à deux études qui proposent des lois d'atténuation du spectre de réponse en fonction de ces paramètres, ce que l'on appellerait aujourd'hui des *Ground Motion Prediction Equation (GMPEs)*. La première est celle de Campbell<sup>620</sup> et la seconde est une GMPE développée par Bagher Mohammadioun et Alain Pecker<sup>621</sup>. Ce dernier est un spécialiste du génie parasismique français, diplômé de l'école des Ponts et chaussé, qui a travaillé pour de nombreux projets nucléaires en France et à l'étranger<sup>622</sup> et qui fut président de l'Association française de génie parasismique entre 1992 et 1996<sup>623</sup>. Il est également membre du Groupe permanent d'expert chargé des laboratoires et usines nucléaires depuis 2004. Les GMPE, à l'instar de la formule Johnson, sont des lois empiriques obtenues par régressions statistiques sur des catalogues d'enregistrements accélérométriques. La différence tient au fait que la formule Johnson utilisée dans la Règle fondamentale est obtenue par l'intercomparaison d'un grand nombre de spectres correspondant à une intensité donnée. Dans le cas des GMPE, la formule est obtenue par l'intercomparaison d'enregistrements correspondant à des paramètres physiques donnés. En fonction du ou des paramètres physiques choisis, la formule peut avoir une forme très variée. La logique générale des GMPE est de proposer des spectres de mouvement du sol adaptés à un site particulier à partir des caractéristiques physiques du foyer sismique. Il tient alors compte également de l'atténuation des ondes avec la distance et de l'influence des caractéristiques du sol considéré. Les spectres obtenus par les deux lois d'atténuation (GMPE) sont relativement comparables et ceux bien que les deux formules soient très différentes et que les bases de données utilisées soient également différentes ce qui est un gage de qualité selon les experts de l'IPSN. Ils précisent ainsi que :

---

<sup>620</sup> Campbell, K.W. (1993), "Empirical prediction of near source ground motion from large earthquakes", International Workshop on earthquake hazard and large dams in the Himalaya, 15-16 janvier, New Delhi, Inde

<sup>621</sup> Mohammadioun, B. et Pecker, A. (1993), « Prédiction du mouvement sismique au rocher à partir des données de mouvements forts actuellement disponibles », *Génie parasismique et aspects vibratoires dans le génie civil*, 3<sup>e</sup> colloque national AFPS, vol.1, p. 23-31

<sup>622</sup> Il a notamment travaillé sur les projets suivants : centrale nucléaire de Koeberg (Afrique du Sud) ; centrale nucléaire de Karun (Iran) ; bâtiments de l'usine de La Hague ; Réacteur RJH (Cadarache) Revue du projet de génie civil ; ITER (Cadarache) Revue du projet de génie civil ; EPR Flamanville : Dimensionnement sismique de la station de pompage ; EPR Penly : Dimensionnement sismique de la station de pompage ; Réévaluation Post-Fukushima de centrales nucléaires (Gravelines, Fessenheim)

<sup>623</sup> Voir le CV d'Alain Pecker sur le site de l'école des Ponts et Chaussées (url : <https://www.ecoledesponts.fr/alain-pecker>)

*« La comparaison entre les spectres montre une similarité tant en niveau qu'en forme globale ce qui permet d'être confiant sur le résultat obtenu »<sup>624</sup>*

Le spectre retenu par les experts de l'IPSN pour un niveau SMS+1 est issu de la moyenne des spectres obtenus par les deux formules. Ce spectre donne une accélération à fréquence infinie légèrement supérieure à 0,6g. Par ailleurs, il est précisé que ce spectre est valable pour un site hypothétique fondé au rocher, c'est-à-dire sur un sol très dur. Or le site de Tricastin est situé sur un sol relativement mou. Pour obtenir un spectre adapté au site, il faut alors convoluer le spectre SMS+1 avec une fonction de transfert correspondant au sol de Tricastin pour tenir compte de l'amplification ou de l'atténuation des ondes en fonction de la fréquence.

L'étude conduite par l'IPSN est une étude, non un avis ni une expertise de la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin. En conclusion de cette étude, on ne dit pas si la centrale est robuste, mais quelle méthode est acceptable pour en rendre compte. La méthode n'est pas celle consignée dans la Règle fondamentale de sûreté I.2.c. Pour les experts de l'IPSN, il est nécessaire de l'amender, ou plus exactement d'étendre son champ d'application au séisme superficiel. La construction d'un spectre de mouvement du sol par le calcul était la règle de base, et le spectre forfaitaire l'exception qui visait à compenser une limite de validité de la méthode initiale de fait des connaissances disponibles. Du fait de l'acquisition de données nouvelles, cette exception doit être retirée. Voilà en somme toute la conclusion de l'étude de la division sismologie de l'IPSN. C'est dans une deuxième note postérieure que les mêmes experts de l'IPSN rédigent leur avis sur la démonstration de robustesse fournie par EDF.

L'avis date de la fin de l'année 1995. Il se fonde sur une comparaison de l'étude de sismicité proposée par les experts d'EDF avec l'étude IPSN. L'étude EDF se fonde en partie sur l'application de la RFS I.2.c., mais à l'instar de l'étude IPSN, elle propose en complément une étude géologique régionale qui concerne aussi bien la basse vallée du Rhône que la Provence<sup>625</sup>. L'étude EDF est très similaire à l'étude de l'IPSN et les deux documents sont très semblables (en nombre de pages, en structuration des parties et sous-parties, etc.). Il s'agit également de dresser des zones sismotectoniques pour l'ensemble de la région et ensuite de dresser des structures tectoniques plus petites sur la base d'étude géologique. Ensuite, les séismes historiques contenus dans le fichier Sirène sont rattachés à des structures géologiques bien identifiées et déplacés au plus proche du site de Tricastin. Ensuite l'intensité ressentie sur le site du Tricastin de chaque séisme est établie, permettant de dresser les séismes intervenant dans la définition du SMHV. Enfin, les paramètres physiques de ces séismes sont déterminés et les spectres calculés à partir de la procédure consignée dans la Règle fondamentale de sûreté. Pourtant, à chaque étape, de nombreuses divergences apparaissent entre les deux études. En particulier, les experts de l'IPSN ne sont pas d'accord avec les

---

<sup>624</sup> IPSN, « Examen de la réévaluation de sûreté du niveau sismique de Tricastin », Note technique 95/3, p.54

<sup>625</sup> EDF, « Évaluation de l'aléa sismique pour la Basse vallée du Rhône et la Provence. Application à l'étude de réévaluation du niveau sismique de la centrale de Tricastin », EF TGG 93 049 A, 1995

méthodes utilisées ou par l'interprétation faite des méthodes par les experts d'EDF pour déterminer la localisation des séismes ainsi que les paramètres physiques des séismes de références. Cela conduit à nombreuses différences dans la sélection des séismes de référence ainsi que dans la détermination des paramètres correspondant à chaque évènement, comme le montre le tableau suivant :

Tableau 10 : Synthèse des analyses sismotectoniques pour le site de Tricastin : comparaison des résultats obtenus par EDF et par l'IPSN (source : IPSN, « Examen de la réévaluation de sûreté du niveau sismique de Tricastin », Note technique 95/31, octobre 1995, p.9)

Evaluation	Numéro de Domaine	Zone sismotectonique ou accident sismogène	Séisme de référence	Appellation	Distance au site (km)	Caractéristiques du séisme			Caractéristiques après translation			
						Io (MSK)	h (km)	M	Is (MSK)	Distance (km) épiscopentrale	Distance focale	SMHV du site
IPSN	1	Zone source de Tricastin	23/01/1773	<i>Séisme de 1773</i>	14	VII-VIII	5	5	VII-VIII	0	5	VII-VIII
			19/07/1873	<i>Séisme de 1873</i>	7	VII-VIII	5	5	VII-VIII	0	5	VII-VIII
			8/09/1873	<i>Séisme de 1873</i>	11	VII-VIII	5	5	VII-VIII	0	5	VII-VIII
EDF	1	Zone source de Tricastin	23/01/1773	<i>Séisme de 1773</i>	14	VII-VIII	2-12		VII-VIII	0	2	VII-VIII
			19/07/1873	<i>Séisme de 1873</i>	7	VII-VIII	2-12		VII-VIII	0	2	VII-VIII
IPSN	2	Languedoc (Domaine du site)	13/05/1901	<i>Séisme de Momas</i>	40	VII	5	4,8	VII	0	5	VII
			10/04/1905	<i>Séisme de Vaison-la-Romaine</i>	41	VII	5	4,8	VII	0	5	VII
EDF	2	Zone source non prise en compte										
IPSN	3	Failles décrochantes du domaine Provence	14/08/1708	<i>Séisme de Manosque</i>	103	VIII	<5	5,3	V-VI	22	23	V-VI
			<3	Faille de Nîmes-Pujaut	24/07/1927	<i>Séisme de Vaux</i>	42	VII	5	4,2 (4*)	IV	22
EDF	<3	Faille de Nîmes	21/12/1769	<i>Séisme de Rochemaure</i>	32	VII	2-10		III à V	30	31	V
			24/07/1927	<i>Séisme de Vaux</i>	42	VII	3		III à V	30	31	V
			15/06/1731		60	VII	2 à 10		II à IV-V	40	41	IV-V
IPSN	4	Failles inverses du domaine Provence	14/08/1708	<i>Séisme de Manosque</i>	103	VIII	-		N.R.	>100	>100	N.R.
			11/06/1909	<i>Séisme de Lambesc</i>	91	VIII-IX	10	5,5 (6,2)*	V	45	46	V
EDF	4	Failles inverses du domaine Provence	11/06/1909	<i>Séisme de Lambesc</i>	91	VIII-IX	5-10		IV à V-VI	62	62	V-VI
			<4	Faille de Venoux Ouest	08/06/1952	<i>Séisme de Pierrelongue</i>	41	VII	2 à 10		II à IV-V	40
IPSN non pris en compte par EDF	5	Massif central sud	30/01/1740	<i>Séisme d'Annonay</i>	104	V	10	4,4	IV	22	24	IV
			13/05/1859	<i>Séisme de Monistrol/Loire</i>	112	>=V	-10	-4,4	N.R.			
	6	Bas Dauphiné	18/02/1889	<i>Séisme de la Tour du Pin</i>	148	VI-VII	10	4,5	III-IV	30	32	III-IV
			19/05/1866	<i>Séisme de la Motte du Coire</i>	105	>=VII	-	-	(III-IV)	97	97	III-IV
	7	Front subalpin méridional (domaine des chaînes subalpines)	25/04/1962	<i>Séisme de Corrençon</i>	98	VII-VIII	5	5,1(5,3*)	N.R.	95	95	N.R.
			24/06/1772	<i>Séisme du Puy</i>	100	VI	-10	4,8	N.R.	33	34	N.R.
08/12/1938			<i>Séisme de la Sône</i>	96	VI	5	3,7	N.R.	18	19	N.R.	
11	Faille de Belledonne	25/04/1963	<i>Séisme de Monteynard</i>	98	VII	5	5,0(4,5*)	N.R.	72	72	N.R.	

Io : Intensité à l'épicentre  
h : Profondeur du foyer  
M : Magnitude macrosismique  
(\*) : magnitude instrumentale

Is : Intensité sur le site  
N.R. : Non ressenti  
< : Inclus

En dépit des nombreuses différences d'appréciation sur certains points du zonage sismotectonique et sur quelques séismes de référence (notamment les séismes lointains), les caractéristiques sismiques du SMHV réévalué de Tricastin, déterminé tant par EDF que par l'IPSN sont semblables et le spectre correspondant, établi par l'application de la Règle fondamentale est identique. Cela s'explique par l'utilisation du spectre forfaitaire qui ne tient compte que de l'intensité du séisme et non de ces paramètres physiques. Le spectre obtenu, riche en hautes fréquences et calé à 0,3g, dépasse largement le spectre de dimensionnement au-dessus de 5 Hz. Toutefois, ce dépassement ne remet pas en cause la robustesse parasismique de la centrale, du fait de l'étude de vérification effectuée par EDF en 1976 à un séisme représenté par le spectre DSN 0,3g. Cette conclusion est d'autant plus naturelle que le spectre forfaitaire de la Règle fondamentale est issu en partie du spectre DSN 0,3g (cf. Chapitre 4). Par contre, il est précisé que, par référence au rapport définitif de sûreté qui concluait à un SMHV de VII, il y a une augmentation du niveau SMHV d'un demi-degré. Cependant, dans la mesure où il n'est pas prévu de tenir compte d'un SMS réévalué, cette

augmentation du SMHV ne remet pas en cause le caractère robuste de la centrale à la menace sismique.

En conclusion de son avis, les experts de l'IPSN reconnaissent l'effort fourni par les experts d'EDF dans la détermination des provinces sismotectoniques qui tient compte de l'état de l'art. Par contre, ils estiment qu'EDF va trop loin dans le rattachement des séismes aux structures géologiques. En particulier, la localisation des séismes superficiels est trop incertaine pour qu'ils soient rattachés à « une ligne » représentant une faille et devrait être rattachés à une aire surfacique prenant compte l'incertitude de l'étendue et du nombre de failles. Toutefois, pour les séismes de référence servant à la détermination du SMHV du site, en particulier les essaims sismiques de 1773 et 1873, EDF définit bien une aire géologique et déplace en conséquence l'épicentre sous le site même si la faille qui porte ces séismes est située à 2 km. De façon générale, les experts de l'IPSN concluent que les divergences d'appréciation rencontrées n'entraînent pas de conséquence sur le niveau sismique considéré sur le site, mais qu'ils demandent néanmoins la prise en compte de leurs remarques dans la mise à jour du rapport de sûreté<sup>626</sup>. Ces remarques sont principalement des corrections d'erreurs recensées dans l'étude EDF. Par exemple, l'IPSN constate que le séisme de Vaison-la-Romaine (10.04.1905) est mal pris en compte comme séisme de référence par EDF puisque déplacé en l'éloignant du site (de 22 km à 30 km) ce qui ne va pas dans le sens de la sûreté, bien que ce séisme n'entre pas dans la détermination du SMHV du site. Par contre, les experts de l'IPSN ajoutent, à la toute fin de l'avis, qu'il est selon eux nécessaire de calculer des SMS réévalués. D'autant plus que les spectres SMS réévalués par l'IPSN entraînent des dépassements très importants du spectre de dimensionnement ainsi que du spectre de vérification DSN 0,3g. Il présente alors le spectre en question, mais ne l'accompagne d'aucune remarque ni demande.

L'avis des experts de la division sismologie de l'IPSN n'est plus directement transmis au Groupe permanent et ne vaut plus force de loi comme au temps du Groupe de travail mixte (cf. Chapitre 4). Il est désormais envoyé au Service d'évaluation de la sûreté des réacteurs à eau sous pression (SEREP) qui se charge de l'introduire dans l'avis général de l'IPSN. Dans ce cas particulier, toutefois, l'avis de la division sismologie est repris tel quel dans l'avis général. La raison est double. D'une part, le sujet de la réévaluation sismique du palier 900 MWe est jugé comme un thème non prioritaire, car il ne concerne que certains sites particuliers (Tricastin et Gravelines, dont l'examen a été repoussé à mi 1996). D'autre part, EDF s'est engagée à avancer sur la conduite d'étude des marges sismiques, ce qui clôt la principale opposition avec l'IPSN<sup>627</sup>. De ce fait, le sujet a été retiré de l'ordre du jour des réunions du Groupe permanent d'experts pour la mise à jour du référentiel des exigences de sûreté dans le but de traiter les thèmes jugés prioritaires. Parmi ceux-ci, un thème traite

---

<sup>626</sup> IPSN, « Examen de la réévaluation de sûreté du niveau sismique de Tricastin », Note technique 95/31, octobre 1995, p.7

<sup>627</sup> Lettre des recommandations de l'IPSN en vue de la réunion du Groupe permanent d'expert chargé des réacteurs du 25 janvier 1996, 12 janvier 1996, Annexe 1.3, p.1

directement de la menace sismique, mais prise cette fois-ci comme un évènement initiateur dans l'analyse de sûreté.

## 5.2.2. La nécessaire prise en compte de l'évolution des pratiques de sûreté

L'origine de la prise en compte du séisme dans son aspect évènementiel vient, comme il a été dit plus haut, des premières évaluations probabilistes de sûreté, intégrant le séisme, menées aux États-Unis entre 1978 et 1985. En France, l'IPSN a conduit dès 1986 une première étude sur deux bâtiments de la centrale nucléaire du Blayais. L'objectif était alors de démontrer la faisabilité d'une analyse « séisme évènement » sur une centrale nucléaire complète. Dès l'année suivante, le « séisme évènement » est intégré par le Groupe permanent au référentiel de base du nouveau palier standardisé de réacteur, le palier 1450 MWe. Par la logique des réexamens de sûreté, le « séisme évènement » devient un thème de vérification de la robustesse parasismique des réacteurs des autres paliers technologiques. Les premières études sont conduites par EDF sur la centrale de Bugey à l'occasion du premier réexamen de sûreté des deux plus vieilles centrales nucléaires du parc, mais la thématique est jugée de caractère général et est reportée au premier réexamen du palier standardisé 900 MWe.

Le phénomène sismique est considéré à l'origine uniquement comme un cas de charge dans le dimensionnement des bâtiments et matériels. Avec le palier 1450 MWe, le phénomène sismique est en complément considéré comme un évènement ce qui pousse à considérer les individus et éléments techniques non pas de façon isolée, mais dans leur relation avec l'ensemble, de considérer l'objet technique comme un système. Pour les experts de l'IPSN qui ont la charge d'expertiser la démarche « séismes évènements », ce changement de paradigme est une avancée décisive dans la prise en compte réaliste du phénomène sismique :

*« Il en résulte une approche à la fois plus réaliste et plus précise de l'impact d'un séisme sur les installations. La notion de séisme évènement a en effet permis de s'interroger de façon plus approfondie sur les dommages potentiels causés par un séisme et par la même de renforcer la protection des installations »<sup>628</sup>*

Il est à noter que ce ne sont pas les sismologues, géologues et spécialistes du séisme qui sont chargés d'analyser le séisme comme un évènement, mais les ingénieurs spécialistes en comportement mécanique des équipements et surtout les ingénieurs sûreté. Ces derniers s'intéressent à la dimension systémique des installations nucléaires. Ils étudient, grâce aux arbres de défaillances, aux arbres de causes, aux schémas de ruine, la réaction du système dans différents cas de figure. Suite à un évènement quelconque, ils identifient quel système est fonctionnel ou défaillant, avec quelle probabilité et quelles conséquences sur le fonctionnement de la centrale, sur ses systèmes de sécurité et de sauvegarde. Ils ont une

---

<sup>628</sup> Rapport DES n°259 : réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 en vue de la réunion du Groupe permanent du 20 février 1996, p. 88



appréciation du risque beaucoup plus ancrée dans le mode d'existence de l'objet technique. De ce fait, ils se désintéressent des controverses sur l'évaluation de l'aléa sismique ; pour eux, le séisme est un simple signal d'entrée *a priori* connu et ne fait pas l'objet d'une analyse particulière.

D'après les rédacteurs du chapitre « séisme évènement » de l'avis de l'IPSN sur le premier réexamen de sûreté du palier 900 MWe, la prise en compte du séisme comme un évènement a apporté quatre grands types d'évolutions pour la robustesse parasismique du palier 1450 MWe. Tout d'abord, cela a permis d'identifier l'état supposé de l'ensemble technique après un séisme et ainsi à ne considérer que les individus et éléments dimensionnés au séisme dans l'analyse de sûreté. Par exemple, du fait de sa probabilité élevée de défaillance, l'alimentation électrique externe est supposée systématiquement perdue après un séisme. En agissant de la sorte, ce type d'étude a permis d'identifier toutes les configurations possibles de l'état de centrale suite à un séisme. Un deuxième apport en continuité du premier, est que ce type d'étude a permis de mieux définir les exigences fonctionnelles des individus techniques. Par exemple, elle a permis de mettre en avant la nécessité que les dispositifs de lutte contre l'incendie demeurent fonctionnels et pas seulement intègres suite à un séisme de niveau SMS. Le troisième apport vient de la prise en compte des effets de l'endommagement des individus et éléments techniques non importants pour la sûreté et donc non dimensionnés au séisme sur ceux importants pour la sûreté. Enfin, la prise en compte du séisme comme évènement permet d'entrevoir la possibilité de conduire des études d'évaluation des marges de sécurité existantes sur les individus techniques les plus sensibles aux séismes qui seraient susceptibles de remettre en cause la sûreté de l'ensemble pour des niveaux de séisme supérieurs à celui du séisme de dimensionnement.

Dans le cadre du premier réexamen de sûreté du palier 900 MWe, seul le troisième axe d'analyse a été retenu, ce qui est déjà, aux yeux des rédacteurs de l'avis IPSN, une amélioration significative de la démonstration de robustesse parasismique des installations. Ils écrivent ainsi que :

*« Le terme séisme évènement, objet de ce chapitre, recouvre la vérification sur les installations de protection des matériels et systèmes devant assurer une fonction de sûreté en cas de séisme à l'égard des agressions qui pourrait être dues à la défaillance d'équipements non classés au séisme [...] la mise en œuvre de cette démarche participant à la maîtrise des conséquences potentielles d'un séisme conduit à une amélioration notable de la démonstration de sûreté »<sup>629</sup>*

L'étude « séisme évènement » a été conduite dans un premier temps par EDF sur la base d'un séisme représenté par le spectre de dimensionnement EDF 0,2g. En première étape, les agents d'EDF ont conduit une analyse sur plan en relevant pour chaque local les composants importants pour la sûreté pouvant potentiellement être des cibles d'agression par des équipements non classés au séisme. Cette première analyse papier permet la réalisation d'un

---

<sup>629</sup> Rapport DES n°259 : réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 en vue de la réunion du Groupe permanent du 20 février 1996 Chapitre 4, p.127

préclassement des couples agresseurs /cibles potentiels. Ils sont ensuite classés en 5 catégories. La deuxième étape de l'analyse consiste en une visite *in situ* des locaux pour étudier la situation en conditions réelles. Une première série de visites a été conduite sur les locaux semblables à tout le palier 900 MWe sur les sites de Cruas 1, Gravelines 2 et Blayais 1-2. Une deuxième série de visites des locaux spécifiques au site doit être conduite sur toutes les tranches du palier, soit sur 28 tanches. À la fin juin 1995, au moment de la rédaction de l'avis de l'IPSN, seuls les sites de Cruas et Tricastin sont traités (soit 8 tranches). Des experts de l'IPSN ont également été conviés à participer à la visite de 50 locaux sur le site de Cruas. Le retour de ces visites par les experts de l'IPSN est très positif :

*« Dans l'ensemble, une impression positive se dégage de la visite des locaux des bâtiments du site de Cruas :*

- *Par rapport aux constats relevés sur le palier CPO au cours des visites de l'IPSN en 1992, l'aménagement de certains locaux semble plus favorable à la prise en compte de la démarche « séisme événement » : il y a plus d'espace et, surtout, la disposition des équipements est plus rationnelle (le cheminement des circuits et des chemins de câbles s'effectue de référence le long des parois)*
- *La propreté des locaux est remarquable »<sup>630</sup>*

Au retour des visites, le préclassement des agresseurs est analysé et des actions correctives sont décidées. En tout, EDF a visité 853 locaux « palier » et recensé 460 couples « agresseur/cibles » potentiels. Ces couples se répartissent de la façon suivante :

- Type 1 : 1 : une petite tuyauterie à déplacer
- Type 2 et 3 : 400 couples concernés
- Type 4 : 21 couples seront signalés à la « mission supportage »
- Type 5 : 38 couples concernant des armoires mobiles à fixer, chariots de manutentions à bloquer en position de garage, des chaînes à amarrer, etc.

Il est précisé dans l'analyse que, parmi les 400 couples de type 2 et 3, EDF n'a été amenée à effectuer l'analyse fonctionnelle de la perte de la cible d'aucune d'entre elles et qu'à chaque fois une solution a été proposée pour chaque point noir. Les modifications consistent essentiellement à effectuer un renforcement ou une modification du supportage de l'agresseur. Selon EDF, ces modifications seront intégrées dans le lot de modifications prévues pour les deuxièmes visites décennales des réacteurs<sup>631</sup>.

Si les experts de l'IPSN jugent le travail de leurs homologues d'EDF satisfaisant et de nature à améliorer la robustesse parasismique de ses installations, ils relèvent quand même une limite importante. En effet, dans leur étude, les experts EDF n'ont tenu compte que du risque de chute d'un matériel non classé sur un matériel classé et sur les conséquences mécaniques d'une telle chute. Par contre, ils n'ont pas considéré les phénomènes résultants comme un

---

<sup>630</sup> Ibid., p.135

<sup>631</sup> Ibid., p. 133

incendie, une inondation, ou la perte de redondance d'une fonction de sûreté. L'IPSN demande en conséquence dans son avis qu'EDF complète son étude<sup>632</sup>.

Les réunions de décembre 1995 et janvier, février 1996 du Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires mélangent toutes les étapes de la procédure réexamen de sûreté. Il s'agit à la fois d'arrêter le référentiel de sûreté à partir duquel l'examen de conformité des installations doit être conduit et de déterminer les évolutions de ce référentiel qui guideront les modifications à effectuer lors des visites décennales. Ainsi, le Groupe permanent rédige une série de recommandations à destination de l'organe administratif de sûreté qui seront à prendre en compte pour l'examen de conformité qui a déjà débuté. Sur le thème séisme, seule la démarche séisme événement est mentionnée. En particulier, il recommande que les experts d'EDF modifient leur référentiel pour tenir compte des résultats de l'étude et également qu'ils en tiennent compte dans l'étude qu'ils sont sommés de conduire sur l'existence de marges vis-à-vis du séisme<sup>633</sup>.

La situation vis-à-vis de la robustesse parasismique est instable lors de ces réunions du Groupe permanent. Il y a de certaines dissensions entre les experts d'EDF et de l'IPSN qui sont en train de se durcir. La première vient de la procédure de sélection des sites qui doivent faire l'objet d'une réévaluation d'aléa sismique lors des réexamens de sûreté par palier technologique ainsi que de la définition que donnent les experts d'EDF des « nouvelles données significatives ». La seconde est issue de la non-prise en compte par les experts d'EDF des SMS réévalués dans le réexamen de sûreté. La troisième porte sur l'insuffisance de la démonstration d'EDF de la robustesse des centrales du palier 900 MWe à un séisme proche, qui dépasse le spectre de dimensionnement sur plusieurs sites, en particulier Tricastin et Fessenheim. De façon générale, il y a un désaccord entre les deux établissements sur la définition des réexamens de sûreté et sur la place réservée à la menace sismique. Ces questions sont soulevées lors du Groupe permanent de janvier 1996 et ses membres demandent à EDF dans un premier temps d'envoyer un courrier à l'organe administratif de sûreté pour clarifier son positionnement sur la place du risque sismique dans la maintenance de la robustesse et dans un deuxième temps de préciser comment il compte répondre aux inquiétudes de l'IPSN concernant la robustesse parasismique des centrales de Fessenheim et Bugey ainsi que du palier standardisé.

En octobre 1996, les experts d'EDF envoient ledit courrier à l'organe administratif de sûreté dans lequel ils redévoient et affirment leur position<sup>634</sup>. Dans ce courrier, ils proposent leur démarche de prise en compte des conséquences des mouvements sismiques réévalués dans les réexamens de sûreté, valable pour l'ensemble des réexamens de sûreté à venir, tous paliers confondus. Cette lettre aborde trois thèmes : la sélection des mouvements sismiques

---

<sup>632</sup> Ibid., p. 142

<sup>633</sup> Ministère de l'Industrie, Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, « Réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 : Avis du Groupe permanent », Réunions du 20 février et du 28 mars 1996, p. 7

<sup>634</sup> EDF, « Démarche de prise en compte du séisme dans le réexamen de sûreté », Note E-SN-95/122 indice B du 19 octobre 1996

réévalués à prendre en compte ; le cas du séisme proche ; et l'évolution des règles de dimensionnement.

Sur le premier sujet, la position défendue par les experts d'EDF est, d'une part, de ne tenir compte que des séismes lointains dans la réévaluation des spectres SMHV et d'autre part, de n'effectuer des études complémentaires que si le SMHV réévalué dépasse notablement le spectre de dimensionnement. Ils précisent alors que, dans ce cas hypothétique « *on pourrait être amené à s'interroger sur le dimensionnement de l'installation vis-à-vis du séisme, voire sur son comportement* » et que de plus « *une démarche d'évaluation des marges, objet d'un programme de travail EDF, est par ailleurs en cours de développement* »<sup>635</sup>. Ainsi la position d'EDF de ne pas réévaluer les séismes majorés de sécurité est réaffirmée en 1996. Les experts d'EDF justifient leur positionnement en prenant appui sur le texte de la Règle fondamentale de sûreté de 1981 qui explicite l'usage qui pourrait être fait de la marge d'une unité d'intensité qui permet de définir les SMS à partir des SMHV. Cette marge d'une unité peut permettre, selon eux, de couvrir dans certains cas une réévaluation éventuelle du SMHV ou de son spectre, susceptible de résulter du progrès des connaissances méthodologiques ou historiques, qui surviendrait pendant la phase de construction ou d'exploitation de l'installation<sup>636</sup>.

Ce positionnement d'EDF vis-à-vis de l'utilisation de la marge est identique depuis 1980 et l'approbation du rapport définitif de sûreté de la centrale de Fessenheim. Par contre, ce qui est nouveau est la non-prise en compte des séismes proches dans la réévaluation des mouvements spectre de référence. La justification apportée par les experts d'EDF est totalement inédite : ce type de séisme n'a jamais été utilisé dans le dimensionnement, c'est qu'il doit y avoir une raison ; d'après les experts, ces séismes ne sont pas nocifs pour les installations nucléaires bien que ce fait ne puisse être démontré ; c'est l'inadéquation de la chaîne de transformations entre séisme et centrale au séisme proche qui tend à surévaluer artificiellement leur nocivité (cf. Encadré 7). Ils écrivent dans le courrier envoyé à l'organe administratif de sûreté que :

*« Jamais aucun spectre de type séisme proche n'a été utilisé dans le dimensionnement. De l'avis d'expert, le séisme proche n'est pas un séisme destructeur : ses mouvements violents, mais brefs n'affectent pas la résistance mécanique des structures de génie civil. Ce fait ne peut, en l'état actuel des connaissances être démontré par des calculs : l'application des règles de calculs habituelles conduirait en effet à considérer un niveau donné de séisme proche comme dimensionnant alors que le retour d'expérience montre que ce même niveau n'endommage pas les structures »*<sup>637</sup>

Il y a, selon les experts d'EDF qui s'appuient sur l'expérience ainsi que sur l'avis d'un « expert reconnu internationalement », un défaut générique des modèles d'études et d'analyses des

---

<sup>635</sup> Ibid., p.2

<sup>636</sup> Autorité de sûreté nucléaire, « Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations », Règle fondamentale de sûreté I.2.c., octobre 1981, p.2

<sup>637</sup> EDF, « Démarche de prise en compte du séisme dans le réexamen de sûreté », Note E-SN-95/122 indice B du 19 octobre 1996, p. 4

comportements et tenue des bâtiments aux sollicitations sismiques qui tendent à donner illusoirement une incidence importante aux séismes proches. En réalité, selon eux, aucun séisme de ce type n'a jamais occasionné de dégâts importants sur le génie civil et il pourrait donc être exclu du cadre du réexamen de sûreté et même tout simplement exclu du cadre de la robustesse parasismique. Par contre, EDF reconnaît que ce type de séisme pourrait avoir potentiellement des incidences sur certains matériels sensibles.

#### Encadré 7 : Les raisons de la surincidence trompeuse des séismes proches dans les modèles d'analyse sismique

Il s'agit ici d'un relevé personnel des différentes raisons avancées par les acteurs au cours de l'histoire pour justifier de la surévaluation de la nocivité des séismes proches dans les modèles d'analyses du nucléaire. Il ne peut donc être tenu comme argumentaire d'un acteur en particulier pour ou contre la prise en compte de ce type de séisme dans la sûreté. Il s'agit simplement d'un éclairage sur les raisons qui conduisent certains acteurs à considérer les séismes proches comme inoffensifs.

Rappelons tout d'abord que la notion de séisme proche est une notion utilisée par les acteurs du nucléaire pour qualifier des séismes de faible profondeur et de magnitude modérée, à l'image des séismes que l'on retrouve en France, par contraste avec des séismes plus profonds et de grandes magnitudes qui caractérisent les régions très sismiques. Évidemment, un séisme de forte magnitude pourrait survenir à proximité d'une centrale nucléaire, mais il ne serait pas pour autant considéré comme un séisme proche.

Il y a de nombreuses raisons au fait que la nocivité des séismes proches serait surévaluée. La première tient au fait que ce type de séisme présente un spectre riche en hautes fréquences pouvant engendrer des niveaux d'accélération très importants. Or, comme il a été vu tout au long de ce manuscrit, les modèles de prise en compte du séisme dans la conception des installations nucléaires sont fondés principalement sur la transformation de l'action sismique en force, issus de l'accélération maximale des ondes sismiques. C'est de cette focalisation sur cet indicateur que viendrait le défaut générique des études. Par exemple, si les modèles étaient fondés sur les déplacements maximaux au lieu des accélérations, les séismes proches seraient largement considérés comme inoffensifs. Il y a de façon générale, aucun autre indicateur de nocivité sismique qui donne une importance aussi grande à ce type de séisme que l'accélération maximale du sol. Or selon certains experts, si l'accélération est très utile pour le dimensionnement, car facilement transposable en force, pouvant être intégrée dans une analyse statique ou dynamique et pouvant être cumulée avec d'autres forces, elle l'est beaucoup moins comme indicateur de nocivité. À l'inverse, ce sont les déplacements maximaux qui occasionnent les dégâts sur les bâtiments, car ce sont ceux qui sont susceptibles d'engendrer des déformations plastiques.

En deuxième point, certains conservatismes pris dans les modèles sont décuplés dans le cas des séismes proches. C'est le cas par exemple de la forme lissée des spectres qui enveloppent les différents spectres possibles. Dans le cas des séismes proches, généralement, l'énergie est concentrée sur une petite gamme de fréquences, pour laquelle un pic important peut être constaté, mais dont l'énergie d'ensemble est limitée. À l'inverse, les séismes profonds ont une énergie répartie sur une gamme de fréquences beaucoup plus large. De ce fait, la construction d'un spectre enveloppe à partir de l'ensemble des pics constatés pour différents spectres réels est plus pénalisant pour les séismes proches que pour les séismes profonds.

En dernier point, la durée de la sollicitation sismique, la répétition des efforts sur les structures, est un aspect fondamental dans la génération de dommages sur les bâtiments. Or, l'utilisation de l'analyse modale pour la détermination des efforts et contraintes dans les structures sous sollicitations sismiques s'effectue à partir du spectre de mouvement du sol, qui masque la durée de la sollicitation. La prise en compte de la durée des sollicitations, par l'utilisation d'analyse directe, de *Time history analysis* par exemple, qui utilise non pas les spectres de mouvements, mais directement les signaux des mouvements, les accélérogrammes des séismes, diminuerait très notablement la nocivité des séismes proches par rapport au séisme profond.

Le dernier thème abordé dans la lettre de position d'EDF sur la prise en compte du séisme dans la maintenance de la robustesse concerne la place à accorder à l'évolution des règles de dimensionnement. De façon générale, la position d'EDF est de ne pas tenir compte des nouvelles règles à moins qu'une clause de rétroactivité soit clairement explicitée dans la

règle<sup>638</sup>. Il y a toutefois une exception concernant le changement de classement sismique des individus ou éléments techniques ou bien la réalisation de nouveaux individus sur site. En particulier, la démarche « séisme évènement » a conduit à identifier une série d'individus non classés sismiques devant être consolidée. Pour des équipements neufs qui seraient ajoutés sur un réacteur, par contre, la position des experts d'EDF est d'utiliser l'aléa sismique, les codes et les règles de constructions les plus récents<sup>639</sup>.

Dans sa lettre d'octobre 1996, les experts d'EDF tirent également les conclusions de son positionnement sur la prise en compte du risque sismique dans les réexamens de sûreté sur les dossiers en cours ; en particulier sur le cas des centrales de Fessenheim et Bugey, pour lesquelles le Groupe permanent a demandé des études complémentaires de vérification de la robustesse parasismique à l'égard des séismes proches ainsi que la demande d'une étude de marge sismique sur une centrale du palier 900 MWe. Conformément à cette doctrine, les experts d'EDF estiment que, tant que le spectre des SMHV lointains réévalués ne dépasse pas le spectre de dimensionnement, aucune vérification n'est nécessaire et que, de ce fait, il ne prévoit donc pas d'examiner pour Fessenheim et pour Bugey, le comportement des ouvrages pour un SMS réévalués. De plus, toujours selon cette doctrine, ils n'envisagent pas non plus d'effectuer d'étude de vérification de robustesse pour des séismes proches<sup>640</sup>. Cette position, qui vise à ne pas tenir compte des séismes proches dans la réévaluation des SMHV et à ne pas tenir compte des séismes lointains non plus s'ils ne dépassent pas significativement le spectre de dimensionnement s'accompagne d'un engagement de remise d'un dossier justifiant le caractère non dommageable du séisme proche<sup>641</sup>. Ce dossier comptera des éléments qui selon eux contribuent déjà à prouver l'innocuité des séismes proches et en particulier l'étude de vérification du comportement de la centrale de Tricastin à un spectre de mouvement du sol DSN 0,3g (cf. Chapitre 4).

Ce positionnement des experts d'EDF sur la prise en compte de la menace sismique dans les réexamens de sûreté n'est pas accepté par les experts de l'IPSN. Selon eux, cette position ne répond pas à l'esprit des réexamens de sûreté ni même au texte de la Règle fondamentale de sûreté. Il s'en suivra, pendant plusieurs années, une série d'échanges de courriers et de réunions entre les experts d'EDF et de l'IPSN et l'organe administratif de sûreté pour tenter de trouver un consensus. Ce consensus n'arrivera jamais. EDF reconduit son positionnement lors du premier réexamen du palier 1300 MWe sans l'accord de l'organe administratif de sûreté et malgré l'opposition de l'IPSN. La position de l'IPSN sur les trois thèmes définis par EDF peut être résumée de la façon suivante.

---

<sup>638</sup> Ibid., p.7

<sup>639</sup> Ibid., p. 8

<sup>640</sup> Ibid., p. 4-5

<sup>641</sup> Ibid.

Sur le premier point, concernant la réévaluation de l'aléa, les experts de l'IPSN exigent la réévaluation des SMHV, mais aussi des SMS, au moins à titre de vérification. Ils s'appuient pour cela sur un autre paragraphe de la même règle fondamentale de sûreté qui stipule que :

*« Lorsque les éléments nouveaux amènent, après que des décisions irréversibles ont été prises, à réviser à la hausse le spectre correspondant aux Séismes majorés de sécurité, il peut être procédé à des vérifications a posteriori par des méthodes de calcul appropriées, pour apprécier les marges de sécurité qui demeurent disponibles vis-à-vis du risque sismique. En ce cas, cette appréciation doit être soumise à l'approbation de l'administration »<sup>642</sup>*

Selon les experts de l'IPSN, la règle prévoit bien au contraire la réévaluation des séismes majorés de sécurité. À minima, elle exige de vérifier les marges de sécurité disponible au-delà du SMS initial. Sur le thème des séismes proches, les experts de l'IPSN ne sont pas nécessairement fermés à la démonstration que leurs homologues d'EDF entendent faire valoir de leur non-nocivité. Toutefois, ils estiment que cette démonstration ne peut être définitive, et qu'il faudra la reconduire pour chaque site en tenant compte du contexte géologique particulier et surtout qu'il faudra que cette démonstration s'appuie sur une méthodologie préalablement validée par l'instruction au sein de l'arène subpolitique<sup>643</sup>.

Sur le thème de la non-prise en compte des règles postérieures à la conception des centrales nucléaires, les experts de l'IPSN jugent ce positionnement contraire à l'esprit même du réexamen de sûreté. Pour eux, la prise en compte des règles et pratiques les plus récentes est l'essence même de la maintenance de la robustesse. Ils argumentent leur positionnement par la découverte, lors de l'examen du réacteur de Civaux, appartenant au palier 1450 MWe, d'un défaut de conception du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde, du bâtiment de liaison et de la salle des machines<sup>644</sup>. L'évolution des méthodes de calcul a en effet permis de découvrir une faiblesse du comportement du bâtiment sous séisme qui n'aurait pas été vue avec les méthodes plus anciennes. Cet exemple servira de précédent et sera régulièrement mis en avant par les experts de l'IPSN pour contraindre leurs homologues d'EDF à employer les méthodes les plus récentes.

De façon générale, l'IPSN développe un positionnement propre vis-à-vis du traitement à réserver aux réévaluations de l'aléa sismique dans les réexamens de sûreté, qui tient compte de la durée de vie restante de l'installation. Les cadres de l'IPSN présentent au chef de l'organe administratif de sûreté la logique défendue par l'institut : pour les installations qui ont plus de dix années de durée de vie restante, les réévaluations sismiques doivent être effectuées à partir du niveau SMS réévalué et non pas seulement du SMHV ; pour les

---

<sup>642</sup> Autorité de sûreté nucléaire, « Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations », Règle fondamentale de sûreté I.2.c., octobre 1981, p.6

<sup>643</sup> IPSN, « Réexamen de sûreté - Prise en compte de la nouvelle RFS 1.2.c - Démarche d'Électricité de France pour la prise en compte des conséquences des mouvements sismiques réévalués sur les installations existantes contenant des réacteurs à eau sous pression, dans le cadre des réexamens de sûreté », septembre 1999, p. 3

<sup>644</sup> IPSN, « Réexamen de sûreté - Prise en compte de la nouvelle RFS 1.2.c - Démarche d'Électricité de France pour la prise en compte des conséquences des mouvements sismiques réévalués sur les installations existantes contenant des réacteurs à eau sous pression, dans le cadre des réexamens de sûreté », septembre 1999.

installations qui ont moins de dix années de durée de vie restante, par contre, la vérification du bon comportement au niveau SMHV suffit dans la mesure où l'exploitant justifie qu'il n'y a pas « d'effet falaise » pour des niveaux de séismes immédiatement supérieurs<sup>645</sup>. Ainsi, pour les experts de l'IPSN, les installations dont la durée de vie est inférieure à 10 ans jouissent d'un traitement de faveur quant à la vérification de leur robustesse parasismique. La durée de 10 années n'est pas choisie innocemment et est lourde de conséquences. En effet, les centrales nucléaires étant prévues pour fonctionner 40 ans, cela veut dire que la prise en compte des SMS réévalués n'est pas obligatoire pour le prochain réexamen de sûreté du palier 900 MWe qui conditionne la durée de vie pour 10 années supplémentaires au-delà de leur 3<sup>e</sup> visite décennale (de 30 à 40 ans). Or à la fin des années 1990, EDF envisage déjà de prolonger la durée de vie de ses installations au-delà de cette limite de 40 ans. Si tel était le cas, les experts d'EDF seraient obligés, s'ils veulent répondre aux exigences de l'IPSN, de conduire une réévaluation de la robustesse parasismique pour un SMS réévalué. Subrepticement, cette position de l'IPSN conditionne la prolongation de durée de vie des centrales nucléaires à une réévaluation plus contraignante. Dans tous les cas, indépendamment de l'âge résiduel des installations, l'IPSN demande a minima une étude de vérification de l'absence « d'effet falaise » au-delà du SMHV réévalué. Cette exigence est issue du référentiel du nouveau projet de réacteur EPR, mais il en sera question dans la prochaine section.

Quoi qu'il en soit, le positionnement des experts de l'IPSN est incompatible avec celui de leurs homologues d'EDF sur les suites à donner à la vérification de la robustesse des centrales de Fessenheim et Bugey. Pour l'IPSN, les recommandations du Groupe permanent et décisions de l'organe administratif de sûreté ne sont pas contournables. Ils rappellent ainsi que :

*« Électricité de France doit vérifier l'existence de marges vis-à-vis des séismes d'intensité supérieure aux SMHV réévalués pour une sélection d'ouvrages et équipements jugés les plus sensibles, en ne se limitant pas au seul cas du bâtiment électrique de Fessenheim. Il estime de plus que cette étude devra avoir pour objectif de s'assurer qu'il subsiste des marges suffisantes pour un séisme correspondant aux spectres SMS déduits des SMHV réévalués »<sup>646</sup>*

Cette opposition insoluble entre EDF et l'IPSN, dans laquelle l'organe administratif de sûreté ne prend pas la responsabilité de trancher, conduit à une rénovation totale du cadre réglementaire entourant la prise en compte de la menace sismique dans la sûreté nucléaire entre 1997 et 2006. Pour le premier réexamen de sûreté du palier 900 MWe, il est trop tard et la fin de la procédure s'accommode du *statu quo*. Un dernier aspect des réexamens de sûreté est par contre au centre de l'attention dans la deuxième moitié du processus.

Les visites décennales des centrales nucléaires du palier 900 MWe se déroulent entre 1999 et 2006. Les modifications du référentiel et conséquemment de la matérialité des centrales

---

<sup>645</sup> Ibid., Annexe, p. 4

<sup>646</sup> Ibid., p.11



sont arrêtées en juin 1996. Entre 1996 et 2001, les experts de l'IPSN et le Groupe permanent travaillent à la démarche d'examen de la conformité des centrales nucléaires et à sa réalisation. Dans le rapport bilan du premier réexamen de sûreté du palier 900 MWe de 2002, l'IPSN décrit l'examen de conformité comme un exercice d'envergure qui a nécessité la mobilisation de ressources importantes tant du côté d'EDF que de l'IPSN. La conduite de cet exercice a mis en avant d'une part le nombre considérable de non-conformités, leur très grande variabilité en fonction des sites considérés, due selon l'IPSN plus à un défaut de remontée d'information que d'état effectif des centrales, et, d'autre part, à l'insuffisance de la démarche proposée par EDF pour pérenniser la conformité de ses installations. Suite à ce constat, l'IPSN estime que l'examen de conformité qui devra être réalisé dans le cadre des troisièmes visites décennales et du réexamen de sûreté associé devra reconduire certains des thèmes déjà traités pour les deuxièmes visites décennales. Malgré ce défaut de conformité des installations, les experts de l'IPSN soulignent dans la conclusion de son rapport que :

*« À travers les actions correctives qui ont fait suite aux études de démonstration de sûreté et aux améliorations apportées par les modifications issues des études de réévaluation de sûreté et de la prise en compte du retour d'expérience, le niveau global de sûreté des 34 tranches de 900 MWe a augmenté de façon significative. Les domaines concernés sont nombreux : les agressions externes et internes (tenue au séisme, grands froids, inondations internes, incendie), les résultats des EPS [évaluation probabiliste de sûreté], les circuits primaire et secondaire, les systèmes de sauvegarde et leurs systèmes support (ventilation en particulier), les diésels, la radioprotection et les effluents, etc. »<sup>647</sup>*

Du fait de ces améliorations, les experts de l'IPSN s'estiment globalement favorables pour la poursuite du fonctionnement des réacteurs du palier 900 MWe jusqu'à la prochaine visite décennale, mais à condition toutefois de continuer l'effort de mise en conformité des centrales<sup>648</sup>.

Deux conclusions s'imposent dans la maintenance de la robustesse parasismique. Il apparaît en premier point que les bases de conception, insuffisantes ou non, sont difficiles à remettre en question. Tout d'abord, il faut prouver la nécessité de réévaluer les bases de conception. Dans le cas de l'aléa sismique, seuls quatre sites sur neuf du palier 900 MWe font l'objet d'une réévaluation. Aucune de ces réévaluations ne débouche sur des modifications de la robustesse parasismique. Même quand les séismes de référence sont réévalués à la hausse, les marges existantes sont mises en avant par l'exploitant pour justifier que ces augmentations sont couvertes implicitement. De plus, c'est aux experts de l'IPSN de prouver la nécessité de conduire ces réévaluations et l'ampleur de leur effet sur la robustesse.

---

<sup>647</sup> IPSN, « Bilan des réexamens de sûreté des réacteurs de 900 MWe et évaluation des éditions VD2 des rapports de sûreté des réacteurs de 900 MWe », Rapport DES n°475, Tome 2, p.122 IPSN, « Bilan des réexamens de sûreté des réacteurs de 900 MWe et évaluation des éditions VD2 des rapports de sûreté des réacteurs de 900 MWe », Rapport DES n°475, Tome 2, p.122

<sup>648</sup> Ibid.

Du côté des experts d'EDF, le sujet est considéré comme soldé au niveau des rapports définitifs de sûreté. Comme il a été vu au chapitre précédent, le sujet est même soldé en partie au niveau du rapport préliminaire de sûreté et pour l'autre partie au niveau du rapport provisoire de sûreté. Dans la procédure du réexamen des centrales de Fessenheim et Bugey autant que pour le site de Tricastin dans le réexamen du palier standardisé 900 MWe, le sujet est considéré comme non prioritaire et ne fait l'objet que de peu d'attention dans les avis de l'IPSN comme dans l'examen par le Groupe permanent. Dans les deux cas, il est demandé à l'exploitant de mettre à jour son rapport de sûreté pour utiliser les méthodes et connaissances à jour, mais il est accepté que la marge existante entre l'aléa de base et l'aléa retenu pour le dimensionnement soit suffisante pour couvrir les réévaluations au cours du temps. Toutefois, la conviction dans la robustesse parasismique semble affaiblie et il est demandé à deux reprises que les experts d'EDF conduisent des études de vérification des marges de sûreté effectivement disponibles. Cette demande qui a été énoncée pour la première fois en 1987 est renouvelée en 1993 puis en 1995 par le Groupe permanent, mais reste pour l'instant sans réponse. Le sujet étant jugé non prioritaire toutefois, cet atermolement n'empêche pas le Groupe permanent de donner sa conviction, dans l'ensemble à la robustesse des installations nucléaires. Par contre, la situation est complètement inverse dans le cas du « séisme évènement » qui est jugé sujet prioritaire et qui est un nouveau domaine d'expertise et d'évaluation de la robustesse parasismique des centrales. Dans ce cas, la maintenance de la robustesse débouche sur des modifications concrètes à la fois du référentiel des exigences de sûreté ainsi que sur la matérialité des objets techniques. Au-delà des améliorations matérielles de la robustesse, c'est surtout la démonstration de robustesse qui en sort renforcée. À mesure que la vérification fonctionnelle du comportement de l'objet technique en cas de séisme est explorée, l'incertitude entourant la robustesse parasismique effective s'amenuise. Sans augmenter le niveau de résistance des centrales nucléaires face à la menace sismique, le simple fait de vérifier que la centrale tient effectivement à son niveau de référence est jugé tant par les experts de l'IPSN que par le Groupe permanent comme une avancée décisive de la robustesse. L'exploration par le séisme évènement concourt à l'individualisation de l'objet technique en remontant à l'échelle de l'ensemble l'analyse des interactions non synergiques entre éléments et individus techniques. De la sorte, ce type de maintenance concourt à la concrétisation de l'objet technique ; il n'est pas négatif du point de vue du progrès technique. Enfin, tout cela à condition que les centrales soient effectivement conformes à leur référentiel de sûreté, ce qui semble ne pas être le cas pour beaucoup d'entre elles.

Le premier réexamen de sûreté du palier 900 MWe se conclut sur de nombreuses modifications et évolutions des objets techniques faisant suite à la démarche « séisme évènement », ce qui permet de s'assurer de la robustesse effective des centrales face à leur aléa de référence d'origine. Ce qui est une amélioration incontestable selon les différents acteurs. Par contre, la réévaluation de la sismicité et l'exploration de la robustesse à des niveaux supérieurs à ceux retenus à l'origine se heurtent à une opposition systématique et intransigeante des experts d'EDF.

## Chapitre 6 : La refonte de la chaîne de transformations entre séisme et centrale

*“If power can be embedded in infrastructures, providing a kind of stability via the repair efforts of state experts, industry interests, and regimes of knowledge, as illustrated in the prior examples, this property of infrastructures begs the question of just how “negotiated” these structures truly are. Indeed, my descriptions of these examples underemphasize the negotiations among scientists, engineers, industry players, and representatives of the state, making them appear as a relatively easily interlocking set of allied interests, when in fact these groups often frame paths for repair in divergent ways”*  
(Henke, 2019, p. 272)

Ce chapitre porte sur les tentatives, entre 1997 et 2001, de concilier les positions antagonistes des experts d'EDF et de l'IPSN sur le type de maintenance de la robustesse à mettre en œuvre. Cette tentative passe par la refonte de la chaîne de transformations entre séisme et centrale telle que consignée dans la Règle fondamentale de sûreté I.2.c. de 1981. À l'instar de la première refonte qui a eu lieu dans la deuxième moitié de la décennie 1970, il s'agit de réformer la méthodologie sur laquelle repose la détermination de la conviction dans la robustesse parasismique de sorte à respecter les nouvelles contraintes des acteurs de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté. La nouvelle refonte de la chaîne de transformations se joue en trois temps. D'abord, les experts de l'IPSN proposent une première version de ce que pourrait être la nouvelle version de la règle de sorte à tenir compte de leur vision de la maintenance. Ensuite, les experts d'EDF entendent intégrer leurs visions de la maintenance - liées aux exigences industrielles - dans la forme de la nouvelle règle et proposent alors une série d'amendements de la proposition initiale de leurs homologues de l'IPSN. Enfin, le Groupe permanent d'experts, l'organe de discussion de l'arène subpolitique, tente de dépasser les antagonismes des deux visions de la maintenance portées par les experts d'EDF et de l'IPSN dans la formalisation de la nouvelle version de la règle. Cette tentative passe d'abord par la constitution d'un Groupe de travail mixte EDF-CEA, à l'instar de ce qui s'était fait dans la décennie 1970, pour faire converger autant que possible les deux positions avant de trancher, en séance du Groupe permanent, les divergences demeurées insolubles.

## 6.1. Satisfaire la vision de la maintenance des experts de l'IPSN

La révision de la Règle fondamentale de sûreté I.2.c. a lieu entre 1997 et 2001. La volonté de réviser cette règle est présente aussi bien du côté des experts d'EDF que de celui de l'IPSN et pratiquement dès le lendemain de la publication de sa première version en 1981. Et pour cause, la RFS, comme présentée par l'organe administratif de sûreté en 1980, n'avait pas vocation à rester. Elle devait formaliser la pratique française pour faciliter l'exportation de réacteurs nucléaires, mais certainement pas réglementer la pratique en France. De ce fait, naturellement, dès le 28 septembre 1983, soit à peine 2 ans après la parution de la RFS I.2.c., l'exploitant envoie une proposition de révision du référentiel à l'organe administratif de sûreté<sup>649</sup>. L'objectif de cette demande était d'une part de tendre vers le référentiel international promulgué par l'AIEA et d'autre part d'ajouter des dérogations à l'utilisation de la marge séparant le SMHV du SMS. Les experts d'EDF demandaient en l'occurrence de déroger à l'utilisation de cette marge forfaitaire dans le cas des SMHV de séisme de magnitude élevée, mais dont l'épicentre se situe à grande distance et dans le cas de séisme proche (inférieur à 10 km), pour des raisons de « réalisme »<sup>650</sup>. En 1987, c'est au tour des experts de l'IPSN de demander une première modification de la RFS à l'organe administratif de sûreté dans le but de revoir la procédure de détermination du zonage sismotectonique<sup>651</sup>. En 1993, une deuxième demande de modification est portée par l'IPSN afin de supprimer l'exception des séismes proches. Cette tendance à vouloir modifier systématiquement la RFS s'inscrit dans la continuité du mode de fonctionnement initié en 1975 par la constitution du Groupe de travail mixte EDF-CEA qui n'a eu de cesse de faire évoluer la pratique de détermination des spectres de mouvements du sol au fil de l'évolution des connaissances et de l'acquisition des données. La publication de la RFS en 1981 a, malgré elle, mis fin à cette dynamique continue. Malgré la volonté originelle des instigateurs de la règle, la publication de cet outil de régulation a structuré durablement l'interaction entre les différents acteurs de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté créant un lien de dépendance entre la règle et le jeu institutionnel. Modifier la règle entraîne alors nécessairement une modification de l'équilibre des positions institutionnelles sur les questions traitées dans la règle. La publication d'une règle, même dans un cadre très souple, devient un appui pour les décisions. Et en tant que telle, sa modification engendre mécaniquement la remise en cause des décisions qui se sont appuyées sur elle. Pour chaque évolution de la règle, il faut passer en revue l'ensemble des décisions qui s'appuient sur elle et évaluer l'impact du changement sur chacune de ces décisions. Faire évoluer la pratique quand elle était encore confinée au sein du Groupe de travail mixte était relativement aisé. Les différents experts pouvaient mettre

---

<sup>649</sup> EDF, « Proposition pour une révision de la RFS I.2.c. », EDF/SEPTEN, 28 septembre 1983

<sup>650</sup> Ibid., p.2

<sup>651</sup> IPSN, « Évaluation du risque sismique pour les sites de centrales nucléaires en France : Réflexions actuelles sur la méthodologie », Note technique SASC/87/549, mars 1987

rapidement en relation l'incidence des changements sur la conviction dans la robustesse parasismique des installations nucléaires. Une fois mise en règle, la pratique est associée par le biais des décisions qui l'emploient à de nombreux éléments : des décisions, des centrales nucléaires, une démonstration de robustesse. La faire évoluer devient alors un processus beaucoup plus lourd, qui entraîne avec lui de nombreux éléments. De ce fait, la révision a été maintes fois reportée.

Une autre explication à la stabilité de la première RFS tient au fait de la temporalité de la sûreté. En effet, comment changer une règle qui est encore dans sa phase d'association ? Si elle n'avait été appliquée nulle part, si elle n'avait été associée à rien, peut-être que sa modification en aurait été facilitée ? Mais à partir de 1981, la RFS est utilisée dans les nouveaux projets de conception de réacteurs, notamment ceux du palier 1450 MWe. Pour les réacteurs déjà en fonctionnement, ou en cours de réalisation, les experts d'EDF refusent l'utilisation de la règle au-delà du stade du rapport provisoire de sûreté, comme il a été vu au chapitre précédent. Dans la première section du présent chapitre, il a été montré que l'application de la règle aux réacteurs du palier 900 MWe s'est effectuée lors du premier réexamen de sûreté, plus de dix ans après la publication de la règle. Toutefois, ici encore, à peine la moitié des sites font l'objet d'une réelle application de la règle (4 sites sur 9). Ainsi, la volonté de mise à jour de la méthodologie réglementaire de détermination des mouvements sismiques de référence au fil de l'évolution des connaissances se heurte à la temporalité de la gestion du plus grand parc électronucléaire géré par une même entreprise. L'application de la RFS de 1981 a pris plus de quinze ans à se mettre en place sur le palier 900 MWe. Le fonctionnement des réexamens de sûreté, calé sur le rythme des visites décennales des réacteurs étale dans le temps l'examen d'un sujet de sûreté où l'application d'une nouvelle règle. Un sujet abordé lors d'un réexamen de sûreté sera implémenté sur les centrales peut-être 10 ans plus tard. Si le sujet n'est pas retenu dans le cadre du réexamen de sûreté, il faut alors attendre le prochain et, d'un seul coup, la traduction d'une nouvelle exigence de sûreté en dispositifs concrets sur les installations est reportée de 20 ans. De plus, cette procédure démarre toujours par une hiérarchisation des différentes problématiques techniques, pouvant là aussi selon les cas repousser indéfiniment le traitement d'une question particulière, jugée moins importante que d'autres. En 1983, 1987 et 1993, la règle est toujours en train d'être appliquée au sujet qu'elle réglemente. La modifier pendant sa phase d'association reviendrait alors à reprendre depuis le début un processus avant qu'il ne soit achevé et remettre en cause alors l'utilité même de la règle. En effet, à quoi bon réglementer une situation si la règle change avant même d'être appliquée ? C'est une deuxième explication à la stabilité de la RFS.

Le 18 septembre 1997 pourtant, l'IPSN présente une proposition d'amendement de la règle fondamentale de sûreté I.2.c. lors d'une réunion rassemblant des experts de l'IPSN et des exploitants (CEA, Areva et EDF), mais aussi des experts du Bureau de la Recherche géologique et minière (BRGM) ainsi que des représentants de l'organe administratif de sûreté (DSIN) et du ministère de l'Environnement et de l'Industrie (Direction de la Prévention des

Pollutions et des Risques). À l'issue de cette réunion, l'organe administratif de sûreté confie à l'IPSN la responsabilité d'un groupe de travail rassemblant des représentants de la DSIN, des exploitants nucléaires, de l'Union des Industries chimiques (UIC), du BRGM et du ministère de l'Environnement. La mission confiée à ce groupe de travail est de proposer sous 8 mois, à partir des propositions faites par les experts de l'IPSN, une révision de la RFS I.2.c., applicable à l'ensemble des installations nucléaires, qui puisse être examinée par le Groupe permanent. La présence de représentants du ministère de l'Environnement, ainsi que d'exploitants d'installations classées à risque non nucléaire, est une demande de l'organe administratif de sûreté, justifiée de la façon suivante :

*« vu la similarité existante entre la réglementation nucléaire et celle relative aux installations classées pour l'environnement, l'objectif est de veiller à les associer à la concertation le plus tôt possible, pour le cas où il leur apparaîtrait souhaitable de prendre en compte les modifications évoquées pour les installations nucléaires dans les installations classées à risque non nucléaire »<sup>652</sup>*

La règle fondamentale de sûreté I.2.c. était à l'origine uniquement destinée aux centrales nucléaires. En 1992, elle a été répliquée de façon à être adaptable aux laboratoires et usines présentant un risque nucléaire<sup>653</sup>. De plus, dès le milieu des années 1980, la RFS est de plus en plus utilisée pour la conception d'industries à risque non nucléaire. Si bien que l'arrêté du 10 mai 1993 fixant les règles parasismiques applicables aux installations soumises à la législation sur les installations classées fait directement référence à la RFS I.2.c. de 1981 (cf. Encadré 8). Toutefois, dans la pratique, malgré la similarité de la méthode de détermination des mouvements sismiques pour les industries à risque nucléaire et non nucléaire, certaines différences se font voir. La principale différence, qui pose un problème d'affichage politique, est que, de façon générale, les valeurs d'accélération retenues pour la conception des installations classées sont supérieures à celles retenues pour les centrales nucléaires, y compris pour des installations présentes sur le même site (Pierrelatte par exemple). Ce problème est considéré surtout comme un problème d'affichage du fait qu'en réalité, les méthodes d'analyse et de calcul utilisées dans l'industrie nucléaire sont différentes et jugées bien plus pénalisantes que les méthodes utilisées dans l'industrie conventionnelle (cf. Encadré 8). Néanmoins, le décalage d'affichage est considéré comme problématique aussi bien pour l'organe administratif de sûreté que pour les exploitants. En particulier, EDF, exploitant d'installations à risque non nucléaire, se retrouve à afficher des valeurs plus élevées pour la tenue de ses usines à fioul que de ses installations nucléaires. Un effort de clarification générale de la prise en compte du risque sismique des industries à risques est un argument

---

<sup>652</sup> IPSN, « Proposition de modification de la règle fondamentale de sûreté I.2.c. relative à la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des tranches nucléaires comportant un réacteur à eau sous pression, applicable à l'ensemble des installations nucléaires de base », Rapport DES n°348, 24 septembre 1998, p.3

<sup>653</sup> Il s'agit de la règle fondamentale de sûreté I.1.c du 07/10/1992 (disponible en ligne sur le site de l'ASN : <https://www.asn.fr/Reglementer/Regles-fondamentales-de-surete/RFS-relatifs-aux-INB-autres-que-REP/RFS-I.1.c-du-07-10-1992>)

sous-jacent à la volonté d'implication large des représentants des industries chimiques et des représentants du ministère de l'Industrie.

### Encadré 8 : Arrêté du 10 mai 1993 fixant les règles parasismiques applicables aux installations soumises à la législation sur les installations classées

L'arrêté du 10 mai 1993 fixe les règles parasismiques à prendre en compte pour la conception des industries à risques, autre que nucléaire, typiquement les usines SEVESO. La méthodologie adoptée pour déterminer les mouvements sismiques à prendre en compte est directement inspirée par la Règle fondamentale de sûreté I.2. c. Cela s'explique d'une part par le fait qu'en l'absence de réglementation spécifique, les industriels, dont une part non négligeable en France possède aussi des usines à risque nucléaire, utilisaient déjà souvent la RFS<sup>654</sup>. L'arrêté de 1993 prescrit ainsi une méthodologie analogue à la RFS visant la détermination des Séismes maximum historiquement vraisemblables (SMHV) spécifiques des sites ainsi que la définition des Séismes majorés de sécurité (SMS) par majoration d'un degré d'intensité. Toutefois l'arrêté se distingue par la possibilité qu'il donne d'utiliser directement un spectre de forme forfaitaire pour représenter le mouvement sismique et normalisé en accélération à fréquences infinies de 0,15g pour les régions de sismicité 0 et 0,2g pour les régions de sismicité la telles que définies dans le décret n°91-461 du 14 mai 1991. Ce décret définit la carte d'aléa sismique pour la France suivante :

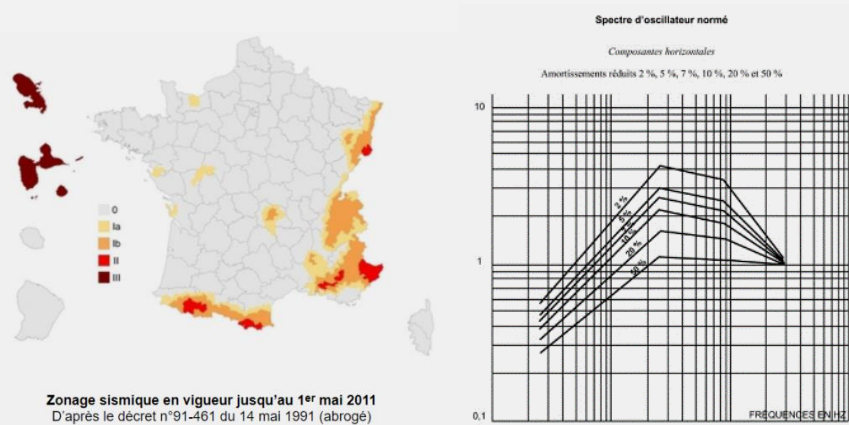


Figure 25: Carte d'aléa sismique de la France d'après le décret n°91-461 du 14 mai 1991 et spectre forfaitaire proposé en annexe de l'arrêté du 10 mai 1993

Pour les zones de sismicité Ib, II et III, la détermination d'un spectre adapté à la sismicité de site est exigée par l'arrêté du 10 mai 1993. Dans la circulaire DPPR/SEI du 27/05/94, la démarche d'application de l'arrêté est précisée. Il est notamment indiqué que la détermination des spectres de référence correspondant au SMS des sites considérés est effectuée par l'application de la RFS I.2.c.. Un des points de divergence fondamentale entre la RFS telle qu'appliquée dans le nucléaire et l'arrêté du 10 mai 1993 relatif aux autres installations à risques tient aux valeurs d'accélération généralement admises. En effet, pour une intensité équivalente, les valeurs d'accélération retenues pour les industries à risque non nucléaire sont généralement supérieures, de 20 à 100 %. Cela s'explique de deux façons. La première est que la détermination des accélérations est généralement effectuée en fonction du zonage sismique réglementaire, qui peut conduire à définir de grandes régions de sismicité homogène, tandis qu'une étude spécifique conduirait à diminuer la sismicité d'une localité. Le deuxième argument tient au fait que la démarche de dimensionnement parasismique des installations classées non nucléaires s'effectue selon une démarche simplifiée, par analyse statique des forces, telle que consignée dans les règles de construction conventionnelle. Cette approche, qui était utilisée dans l'industrie nucléaire, dans les années 1960, conduisait à des résultats, en termes d'effort et de contraintes, dix fois inférieurs à ceux obtenus avec les premiers outils de simulation permettant la conduite d'une analyse dynamique, directe ou modale. Du fait de l'approche simplifiée, la réglementation parasismique des installations classées prévoit une détermination plus conservatrice des accélérations de référence, dans l'optique d'économiser des démarches d'études plus longues, telles que conduite dans l'industrie nucléaire. Une étude comparative des deux approches, effectuée au Bureau d'expertise en génie civil de l'IRSN en partenariat avec l'École des Ponts et chaussées et publiée en 2017, a ainsi conclu que, sur la base d'une analyse de cas, pour une accélération d'entrée supérieure de 30 % dans la démarche des installations classées, la contrainte sismique finalement retenue dans le dimensionnement est en définitive deux fois supérieure avec l'application de la démarche utilisée dans l'industrie nucléaire<sup>655</sup>.

<sup>654</sup> Mouroux, P. et Leplat, J., « Prise en compte de l'aléa sismique : Calcul des spectres de réponse élastiques des SMHV et SMS », in BRGM, « Contribution à l'étude des dangers d'installations industrielles « à haut risque » sur le site de la société chimique grande paroisse artésienne de Wingles à Mazingarbe (Pas-de-Calais) », 89SGN 705NPC, août 1989

<sup>655</sup> Van Thanh HO, « Dimensionnement parasismique : approche INB vs approche ICPE », projet de fin d'études, Master Durabilité des Matériaux et des Structures pour l'Énergie, École Nationale des Ponts et Chaussées, 2017.



La révision de la RFS se réalise en deux étapes. La première étape débute avec la réunion du 18 septembre 1997 et se termine par l'examen de la proposition de modification par les deux Groupes permanents d'experts<sup>656</sup> en septembre 1998. À la suite de cette réunion, il est convenu, à la demande des exploitants, d'ouvrir une période probatoire d'un an pour tester les implications du changement de règle sur la démonstration de robustesse parasismique des différentes installations. Une deuxième réunion conjointe des deux Groupes permanents a alors lieu en novembre 2000 pour un nouvel examen tenant compte des résultats de la période probatoire. La révision de la règle donnera lieu à une publication officielle par l'organe administratif de sûreté en mai 2001.

Le groupe de travail constitué après la réunion du 18 septembre 1997 est composé de 8 représentants de l'IPSN dont 4 appartenant au Bureau d'évaluation de risque sismique (BERSSIN), de 4 représentants d'EDF, de 3 représentants d'Areva, de 4 représentants du CEA, d'un représentant de l'Union des Industries chimiques, d'un représentant du BRGM et de 4 représentants du ministère de l'Industrie et de l'Environnement dont 3 de l'organe administratif de sûreté et le directeur de la Prévention des Pollutions et des Risques. Ainsi, sur 25 participants, 3 seulement ne font pas partie du domaine nucléaire, ce qui permet de relativiser l'importance de leur contribution. Comme le mentionnait l'organe administratif de sûreté, il était surtout question de les intégrer pour les tenir au courant de la mise à jour de la RFS.

Les modifications proposées par les experts de l'IPSN sont motivées, d'une part, par l'évolution des connaissances depuis la parution de la règle en 1981 et, d'autre part, par les difficultés rencontrées dans l'application de la règle de 1981 dans le cadre des réexamens de sûreté. En effet, comme il a été montré dans le chapitre précédent, le texte de la RFS ne permettait pas de trancher sur la question de savoir si la réévaluation de l'aléa sismique dans le cadre des réexamens de sûreté ne devait porter que sur les SMHV (position EDF) ou aussi sur les SMS (position IPSN). Une autre difficulté dans l'application de la RFS de 1981 pour les réexamens de sûreté est que, pour de nombreux sites nucléaires, elle a engendré la prise en compte d'un spectre forfaitaire pour représenter la menace d'un séisme proche qui dépasse systématiquement le spectre de dimensionnement. Or, la forme et le niveau du spectre proposés dans la RFS de 1981 paraissent, avec l'expérience, très pénalisants par rapport à un spectre adapté au site obtenu avec des méthodes et données plus récentes. La dernière critique des experts de l'IPSN est que la méthode de 1981 conduit à une prise en compte différenciée de l'aléa sismique selon les sites. La multiplication des cas particuliers et

---

<sup>656</sup>Depuis 1973 co-existent deux Groupes permanents d'experts dont les compositions se recoupent en partie. Il s'agit du Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires dont il a été question jusqu'à maintenant et du Groupe permanent chargé des laboratoires et usines présentant un risque nucléaire.

des possibles dérogations entraîne une mise en application complexe qui ne permet pas d'utiliser une démarche homogène d'un site à l'autre<sup>657</sup>.

L'évolution des connaissances mentionnées par l'IPSN et motivant la mise à jour de la règle porte sur quatre thèmes principaux :

- l'évolution de la sismothèque d'enregistrements sismiques qui permet désormais d'étendre l'application de la détermination des spectres par le calcul au séisme proche ;
- la démarche de zonage sismotectonique qui a nettement évolué ;
- l'appréhension de la sismicité à partir de l'étude des failles qui a conduit à des ruptures de surface permettant de retrouver des traces de séismes très anciens dits paléoséisme ;
- la prise en compte des « effets de site », qu'il faut comprendre comme l'effet sur les ondes sismiques de la topographie et de la géologie locale d'un site.

Les deux premiers points ont déjà été soulevés dans le cadre des réexamens de sûretés des deux plus vieilles centrales, Fessenheim et Bugey, ainsi que du palier standardisé 900 MWe. Le troisième point est issu de différentes études conduites en France par les experts de l'IPSN et d'EDF, mais aussi des sismologues hors du nucléaire, ayant mis en évidence des traces de séismes préhistoriques, mais qui au vu du cycle sismique des régions intraplaques, seraient susceptibles de se produire à nouveau. Le dernier point est l'un des enseignements majeurs des séismes survenus pendant les quinze années précédant la proposition de mise à jour de la RFS (*Mexico*, 1985 ; *Loma-Prieta*, 1989 ; *Northridge*, 1994 ; *Kobé*, 1995), qui est l'influence des caractéristiques géologiques locales qui peuvent conduire à une altération importante du signal sismique dans le domaine fréquentiel et spectral, désignée sous le nom d'effet de site<sup>658</sup>.

Ces volontés de modifications sont traduites dans la version de la règle proposée par les experts de l'IPSN par une modification de la formule de calcul des spectres, par une modification de la procédure d'application de la règle ainsi que par l'ajout d'annexes méthodologiques pour les sujets nouveaux.

La première évolution concerne alors la modification de la formule de calcul des spectres. Exit la formule de Johnson fondée sur une régression statistique de séismes californiens et d'explosions nucléaires (cf. Chapitre 4) au profit d'une formule appartenant à la catégorie des lois d'atténuation ou *Ground Motion Prediction Equation* (GMPE), prise dans la littérature. Il s'agit de la formule définie dans la publication de Yoshimitsu Fukushima et Teiji Tanaka de 1990<sup>659</sup>, qui est issue d'une régression statistique d'enregistrement de séismes japonais<sup>660</sup>.

---

<sup>657</sup> IPSN, « Proposition de modification de la règle fondamentale de sûreté I.2.c. relative à la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des tranches nucléaires comportant un réacteur à eau sous pression, applicable à l'ensemble des installations nucléaires de base », Rapport DES n°348, 24 septembre 1998, p.5

<sup>658</sup> Ibid., p.11

<sup>659</sup> Fukushima, Y. et Tanaka, T. (1990), "A New Attenuation Relation for Peak Horizontal Acceleration of Strong Earthquake Ground Motion in Japan", *Bulletin of the Seismological Society of America*, vol. 80, p. 757-783.

<sup>660</sup> Cette formule est une *Ground Motion Prediction Equation* (GMPE) qui emprunte une forme assez classique, définie par Clotaire Michel comme étant :

$$\ln(Y) = f_{\text{source}}(M) + f_{\text{propagation}}(M;R) + f_{\text{site}}(V_{S30}, \dots) + \varepsilon\sigma$$

avec  $f_{\text{source}}$  une fonction représentant la source sismique et dépendant de M la magnitude, en général la magnitude de moment Mw ;  $f_{\text{propagation}}$  une fonction représentant l'atténuation notamment en fonction de R la distance à la source (de

Cette formule a fait l'objet d'une seconde publication interrogeant son adaptation en fonction de différents sites qui fait intervenir un nouvel auteur, Jean-Christophe Gariel, qui est un géophysicien entré au BERSSIN de l'IPSN en 1990 après un postdoc à l'université japonaise de Kyoko<sup>661</sup>. La nouvelle formule, à l'instar de la précédente, utilise un certain nombre de coefficients de corrélation empirique qui dépendent de la base de données des signaux sismiques utilisés, la sismothèque. Une différence de taille intervient, dans la nouvelle version, dans la procédure de détermination de ces coefficients. Dans la version de 1981, les coefficients étaient calculés par classes d'intensité sismique. Dans la nouvelle version, l'enjeu est de supprimer toute référence à l'intensité et d'utiliser des enregistrements correspondants au couple de paramètres physiques magnitude et distance focale (distance entre le site et le foyer sismique). Par ailleurs, les coefficients sont déterminés en fonction d'un paramètre supplémentaire relatif à la condition de sol du site considéré, déterminé à partir d'un indicateur<sup>662</sup>. Mais l'évolution principale concerne la procédure de détermination des spectres correspondants au séisme majoré de sécurité. Auparavant, ces spectres étaient déduits des spectres correspondant au SMHV par un facteur multiplicatif évolutif en fonction des paramètres de profondeur et de la sismothèque. C'est ce passage des spectres SMHV aux spectres SMS qui rend particulièrement complexe et à usage variable la règle dans sa version de 1981. Désormais, les spectres SMS sont déterminés directement par la formule de calcul en considérant la magnitude comme étant d'un demi-degré supérieur à celle du SMHV de référence sans changer la profondeur du foyer. Ces modifications ont pour principale conséquence de supprimer toute référence à l'intensité macrosismique dans le calcul des spectres, jugée comme un indicateur subjectif.

Une autre modification de la règle dans la proposition initiale des experts de l'IPSN de 1997 concerne la suppression du cas particulier concernant les séismes proches définis comme ayant un foyer sismique à moins de 10 km de profondeur. Cette suppression est rendue possible par l'acquisition de nouvelles données d'enregistrement de séismes en zone proche. Toutefois, à l'issue des réunions du Groupe de travail, il apparaît que la démarche proposée par les experts de l'IPSN est valable pour un certain intervalle compris entre les magnitudes 4 et 7,3 et des distances comprises entre 7 et 80 km. Une nouvelle limite de distance est établie à 7 km. En dessous de cette limite, la formule ne rend pas compte du phénomène de saturation de l'accélération. Pour ces séismes, il est convenu d'une démarche conventionnelle consistant à calculer le spectre en considérant artificiellement la distance comme étant à 7

---

nombreuses définitions possibles) ;  $f_{\text{site}}$  une fonction dépendant du site et  $\epsilon\sigma$  représente la variabilité, souvent l'écart-type » (Michel, 2017, p. 13)

La formule de Fukushima et Tanaka telle qu'utilisée dans la RFS de 2001 est la suivante :

$$\log_{10} \text{PSA} = aM + bR - \log_{10} R + c$$

<sup>661</sup> Fukushima, Y., Gariel, J.C. et Tanaka, T. (1995), "Site-Dependent Attenuation Relations of Seismic Motion Parameters at Depth Using Borehole Data", *Bulletin of the Seismological Society of America*, vol. 85, p.1790-1804.

<sup>662</sup> Cet indicateur est la vitesse des propagations des ondes dans les 30 premiers mètres de la couche superficielle du sol, facilement déterminable expérimentalement, et appelé  $V_{S30}$ . Trois catégories de coefficients ont alors été déterminées. Des coefficients correspondant au sol dur, caractérisé par une  $V_{S30}$  supérieur 800 m.s<sup>-1</sup>, et des coefficients correspondant au sol intermédiaire, caractérisé par une  $V_{S30}$  comprise entre 300 et 800 m.s<sup>-1</sup>. Les sites  $V_{S30}$  inférieur à 300 m.s<sup>-1</sup> doivent faire l'objet d'une étude particulière.

km et en majorant la magnitude de manière à ce que le séisme produise les mêmes effets sur le site. Une deuxième solution inscrite dans la règle est de laisser l'opportunité aux exploitants de proposer des spectres à partir d'une autre méthode, mieux adaptée à ces séismes<sup>663</sup>.

Une autre évolution centrale porte sur le rôle de la marge de sûreté séparant le niveau du SMHV du SMS. Cette fois-ci, il est bien précisé dans la règle que cette marge sert à la fois à se prémunir des incertitudes concernant les connaissances de la sismicité de la France, mais également une incertitude plus radicale liée à la variabilité intrinsèque du phénomène sismique. Cette évolution est soulignée dans l'avis de l'IPSN présenté au Groupe permanent :

*« Les SMS étaient considérés comme « les mouvements sismiques les plus agressifs, plausibles lors de la conception sur le site, pouvant affecter l'installation considérée », la RFS98 précise que les SMS sont, à l'exception du cas particulier des paléoséismes, les séismes pouvant produire les mouvements sismiques les plus agressifs à retenir pour l'évaluation de l'aléa sismique, étant sous-entendu que celle-ci se base sur l'examen d'une période de temps de 1000 ans et que la marge de une unité permet à la fois de couvrir les incertitudes et de se protéger contre des séismes plus agressifs de période de retour supérieure à 1000 ans pour lesquels il n'existe pas de données historiques »<sup>664</sup>*

Cette évolution est fondamentale, car elle sacralise la marge utilisée dans la détermination du SMS, qu'il n'est plus question de consommer au fil des réévaluations d'aléas. En effet, elle n'est plus seulement une marge pour se couvrir des incertitudes entourant les différents paramètres des séismes de référence utilisés dans la définition du SMHV, mais aussi de se prémunir contre une incertitude plus radicale, celle du manque de représentativité des données historiques disponibles au regard de la temporalité du phénomène sismique. Les données historiques permettent d'appréhender la sismicité des 1000 dernières années, mais que disent-elles des séismes qui se produisent tous les 10 000 ou 100 000 ans ? La temporalité du cycle sismique dans les zones intraplaques, comme l'est la France Métropolitaine, dépasse de loin la temporalité de l'histoire des hommes. La marge obtenue par la définition du SMS sert dorénavant à se prémunir aussi de cette incertitude plus radicale. C'est du moins la volonté des experts de l'IPSN quand ils écrivent cette proposition de modification de la RFS.

La nouvelle version de la RFS est assortie de trois annexes méthodologiques qui portent respectivement sur la procédure de détermination du zonage sismotectonique, sur la procédure de prise en compte des failles actives avec rupture de surface (paléoséisme) et sur la détermination des caractéristiques des séismes représentatifs de la sismicité du site. En effet, dans la version de 1981, la formule permettant de déterminer les paramètres physiques du site était donnée dans la règle, et les différents coefficients obtenus à partir de l'analyse statistique de la sismothèque, faite d'enregistrements californiens, inscrits dans la règle. Dans

---

<sup>663</sup>IPSN, « Proposition de modification de la règle fondamentale de sûreté I.2.c. relative à la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des tranches nucléaires comportant un réacteur à eau sous pression, applicable à l'ensemble des installations nucléaires de base », Rapport DES n°348, 24 septembre 1998, p.12

<sup>664</sup> Ibid., p.7-8

cette nouvelle version, aucun chiffre n'est arrêté. À l'inverse, la RFS dans la version soumise au groupe permanent en 1998 laisse la possibilité d'utiliser la loi « la plus adaptée » au contexte sismotectonique français<sup>665</sup>.

Enfin, la nouvelle RFS ouvre la voie à l'utilisation d'autres paramètres du mouvement sismique qui ne seraient pas représentés par un spectre de mouvement calé en accélération. Ces paramètres peuvent être des accélérogrammes, des durées de phase forte des séismes ou encore des paramètres de vitesse et de déplacement maximaux sol. Toutefois, le texte ne précise pas les modalités d'utilisation de ces nouveaux indicateurs nocivité, mais simplement que :

*« Ces données doivent être compatibles avec le niveau de mouvement associé aux spectres, les caractéristiques physiques du séisme (SMHV ou SMS) et les conditions de site »<sup>666</sup>*

Voilà pour ce qui est des modifications du contenu de la règle. D'autres modifications sont également apportées sur l'application de la règle, ainsi que sur son lien avec le dimensionnement des bâtiments et matériels. Sur ce dernier point, il est décidé par le Groupe de travail de centrer la règle sur l'évaluation de sûreté, et de supprimer toute référence au dimensionnement. Ce dernier point étant alors réservé à une autre règle fondamentale de sûreté, la RFS v.2.g publiée en 1985<sup>667</sup>, qui a un contenu relativement anecdotique,<sup>668</sup> mais qui doit également être révisée prochainement. Nonobstant cette décision, l'utilisation des résultats de la nouvelle RFS dans les réexamens de sûreté est précisée dans la dernière section de la règle, la section 2.4. Cette section appelée « prise en compte des mouvements sismiques », vise à cadrer l'utilisation qui pourra être faite des mouvements sismiques déterminés à partir de la nouvelle version de la règle pour la conception d'une nouvelle installation ou pour les réexamens de sûreté. Comme dans la RFS de 1981, il est demandé de vérifier que les spectres associés aux SMS sont couverts par le spectre de dimensionnement retenu par l'exploitant lors de la conception de son installation. Toutefois, à la différence de l'ancienne version, celle de 1998 indique une exception à cette vérification. Il s'agit des SMS dont la distance est inférieure à 7 km et dont la magnitude est inférieure à 5 sur l'échelle de Richter. Pour ces séismes, il est indiqué que la nocivité du SMS devra être appréciée par l'exploitant. Cette exception concerne donc les séismes très proches et de faibles magnitudes. Le caractère endommageant de tels séismes a été l'objet de nombreuses discussions et les experts d'EDF ont même considéré qu'ils n'étaient pas endommageant et qu'il fallait les

---

<sup>665</sup> Ibid., p.9

<sup>666</sup> Ibid., p.37

<sup>667</sup> Règle fondamentale de sûreté V.2.g, « Calculs sismiques des ouvrages de génie civil. Domaine d'application : Tranches nucléaires comportant un réacteur à eau sous pression », 31 décembre 1985 (Disponible en ligne sur le site de l'ASN : <https://www.asn.fr/Reglementer/Regles-fondamentales-de-surete/RFS-relatives-aux-REP/RFS-V.2.g-du-31-12-1985-abrogee-par-le-guide-de-l-ASN-N-2-01>)

<sup>668</sup> Le contenu de la règle dans sa version de 1985 n'a fait l'objet que de peu de discussions. Il s'agissait simplement d'écrire les modes d'analyse du comportement du génie civil et de calculs des actions mécaniques à partir d'un signal sismique donné. Par contre, la mise à jour de cette règle en 2006 a été le résultat d'un long processus conflictuel entre les experts d'EDF et de l'IPSN relativement analogue à celui étudié ici. Toutefois, en dépit de l'intérêt qu'il représente, ce cas d'étude n'est pas analysé dans le présent travail.

exclure des réexamens de sûreté. Il est précisé dans la règle que l'exploitant devra apprécier la nocivité de tels SMS. Cette position est précisée dans l'avis des experts de l'IPSN de 1998 :

*« Il est raisonnable de penser que pour ces séismes, le spectre de réponse n'est pas le paramètre le plus adapté pour décrire le mouvement sismique dans la mesure où il ne permet pas de rendre compte de la durée de la sollicitation forte qui, dans ce cas particulier, est très courte (de l'ordre de 2 à 3 s). L'exploitant doit donc apprécier, par exemple en utilisant la notion de durée, la nocivité du SMS sur les différentes parties de l'installation (un tel séisme n'aura pas les mêmes conséquences sur des structures de génie civil et sur des armoires électriques) »<sup>669</sup>*

Deux autres précisions, quant à l'utilisation de la règle, sont ajoutées. La première concerne l'utilisation d'autres paramètres de mouvements du sol que le spectre en accélération, pour lequel il est stipulé que leur utilisation n'est pas systématique et se fera au cas par cas selon le type de site ou d'ouvrage considéré. La dernière précision concerne l'utilisation des indices de paléosismicité. Là encore, il est stipulé que leur utilisation se fera au cas par cas en fonction de la période de retour du séisme, de l'incertitude sur les paramètres et du niveau du séisme<sup>670</sup>.

Les modifications proposées concernent, à ce stade, uniquement les installations nucléaires. Le groupe de travail a essayé de déterminer à quelles conditions il serait possible d'éviter de trop grandes différences entre l'approche proposée dans ce texte et l'approche retenue jusqu'à maintenant pour les installations à risque non nucléaire. La discussion a fait ressortir que les exploitants d'installations à risque non nucléaire souhaitent conserver la possibilité d'utiliser des spectres par défaut, mêmes majorants, plutôt que de mener systématiquement pour chaque installation des études détaillées, selon la méthodologie précisée dans la nouvelle règle (étude géologique, calcul des spectres et d'autres paramètres du mouvement du sol notamment). Une des pistes identifiées par le groupe consisterait, par échange d'informations, à ce que les exploitants d'installations nucléaires et non nucléaires voisines s'assurent de la cohérence des spectres utilisés pour dimensionner leur installation, notamment en rendant possible une diffusion large des spectres retenus pour les installations nucléaires dans les rapports de sûreté. Toutefois, il est précisé dans l'avis IPSN que ce point n'a pas été discuté davantage<sup>671</sup>.

L'examen de la nouvelle version de la règle fondamentale de sûreté I.2.c par le Groupe permanent en septembre 1998 est accompagné de la demande d'ouvrir une période probatoire d'un an pour tester les nouveautés de la règle. Un expert d'EDF indique en effet, lors de la réunion du Groupe permanent, qu'un temps de réflexion est nécessaire pour les exploitants afin qu'ils évaluent les conséquences de la modification de la règle. À cette remarque, le vice-président du Groupe permanent demande si l'objection de l'exploitant

---

<sup>669</sup> IPSN, « Proposition de modification de la règle fondamentale de sûreté I.2.c. relative à la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des tranches nucléaires comportant un réacteur à eau sous pression, applicable à l'ensemble des installations nucléaires de base », Rapport DES n°348, 24 septembre 1998, p.15

<sup>670</sup> Ibid., p.15-16

<sup>671</sup> Ibid., p.16-17

porte sur les conséquences ou sur la validité scientifique des hypothèses de la nouvelle règle. Le représentant d'EDF concède qu'il s'agit plutôt de s'assurer quels types de conséquences va avoir la modification de la règle. Il précise ensuite que :

*« le texte proposé est acceptable sur le plan scientifique, mais, étant en limite de connaissance, il semble important de se concentrer sur les modalités pratiques d'application de la règle »<sup>672</sup>*

Du fait de cette période probatoire, la réunion de septembre 1998 est très courte et donne lieu à peu de discussions. Il s'agit principalement d'une présentation des évolutions méthodologiques qui ont fait consensus au sein du Groupe de travail. Malgré cela, un point est largement abordé dans les discussions. Il s'agit de la prise en compte systématique des SMS dans les réexamens de sûreté. La révision de la RFS n'a pas pour seul objectif de tenir compte de l'évolution des connaissances. Il s'agissait également de trouver une sortie à la situation d'opposition entre les experts d'EDF et de l'IPSN sur la prise en compte ou non du SMS dans les réexamens de sûreté. Dès le début de la réunion du Groupe permanent de septembre 1998, suite à une intervention d'un représentant d'EDF soulignant le positionnement d'EDF sur la réévaluation des SMS, un membre du Groupe permanent précise que :

*« l'autorité de sûreté n'a pas approuvé la démarche proposée par EDF. L'avis de l'autorité de sûreté a été mis en suspens à la révision de la RFS I.2.c. Il n'y a donc pas eu approbation de la démarche EDF »<sup>673</sup>*

Un représentant d'EDF remarque alors que, dans sa nouvelle version, la RFS donne raison à la position IPSN et systématise la prise en compte des SMS. Il est ainsi écrit dans le compte rendu de réunion du Groupe permanent que :

*« Le passage du niveau SMHV au niveau SMS est un point qui a fortement évolué au regard de la précédente règle. L'interprétation d'EDF [sous-entendu de la nouvelle règle] est que cette différence de niveau n'est plus utilisable, a priori, pour accommoder l'évolution des données historiques »<sup>674</sup>*

À cette remarque, le vice-président du Groupe permanent indique que, dans l'esprit du réexamen de sûreté la prise en compte de SMS réévalués est évidente et que la position d'EDF se fondait sur une interprétation d'un paragraphe de la RFS 1981 de façon contraire à cet esprit et que ce paragraphe a désormais disparu de la nouvelle version. Il précise que :

---

<sup>672</sup> Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires & Groupe permanent chargé des laboratoires et usines, « Examen d'une proposition de nouvelle règle fondamentale de sûreté relative aux mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations nucléaires de base », Compte rendu de la réunion du 24 septembre 1998, p.3

<sup>673</sup> Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires & Groupe permanent chargé des laboratoires et usines, « Examen d'une proposition de nouvelle règle fondamentale de sûreté relative aux mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations nucléaires de base », Compte rendu de la réunion du 24 septembre 1998, p.3

<sup>674</sup> Ibid., p.4

*« Lors d'une réévaluation, la démarche est de comparer l'installation existante à l'installation telle qu'elle serait si elle était conçue maintenant. Il n'est donc pas possible d'éviter la confrontation avec le nouveau niveau du SMHV et du SMS »<sup>675</sup>*

La réunion du Groupe permanent de 1998 donne raison à la position défendue par les experts de l'IPSN depuis 1993 aux dépens de la position de leurs homologues d'EDF. Toutefois, il se cache autant de leviers d'action dans la méthode que dans la procédure d'application de la méthode qui est l'objet de la période probatoire. La victoire relative de l'IPSN en 1998 n'est qu'une étape. La seconde étape se déroule entre septembre 1998 et le nouvel examen, beaucoup plus détaillé, par le Groupe permanent de la révision de la RFS en novembre 2000.

## **6.2. Satisfaire la vision de la maintenance des experts d'EDF**

Après l'avis des groupes permanents réunis en septembre 1998, la règle révisée a été notifiée par l'organe administratif de sûreté en mars 1999 pour une application probatoire d'une année. À l'issue de cette année, il est demandé aux exploitants de transmettre leur retour d'expérience tirée de l'utilisation faite de cette nouvelle loi, et les éventuelles propositions de modifications du texte de la RFS. Lors de la réunion de bilan, en février 2000, il est décidé de réactiver le groupe de travail qui a présidé à la rédaction de la règle pour proposer une version définitive de cette règle qui sera soumise aux Groupes permanents en novembre 2000 avant application<sup>676</sup>. Toutefois, le nouveau groupe de travail ne compte plus de représentant des industries à risque non nucléaire ni de représentant du ministère autre que ceux appartenant à l'organe administratif de sûreté. Le nouveau groupe de travail se réunit à cinq reprises entre le 26 avril et le 18 septembre 2000. La composition du groupe varie entre 16 et 22 membres. En ne comptabilisant que les personnes présentes à toutes les réunions, il y a un représentant d'Areva, deux représentants du CEA, trois représentants d'EDF, trois représentants de l'organe administratif de sûreté et six représentants de l'IPSN, dont quatre du BERSSIN. Ces réunions visent à proposer une nouvelle version du texte de la RFS tenant compte de l'expérience de la période probatoire. Durant cette période, trois apports majeurs ont été fournis, deux par les experts EDF, un par les experts de l'IPSN.

Depuis septembre 1998, le nombre de données européennes d'enregistrements sismiques disponibles s'est considérablement accru. La première raison tient au fait de la crise sismique d'Italie de novembre 1997 qui a permis, grâce à un réseau moderne d'instruments, de considérablement enrichir la base de données d'enregistrements européens, qui plus est pour des gammes de magnitudes particulièrement importantes dans le cadre de l'aléa sismique

---

<sup>675</sup> Ibid.

<sup>676</sup> CR réunion 1 26 avril 2000



français (magnitudes comprises entre 3,7 et 5,8). La deuxième raison tient à un protocole de mise en commun des données à l'échelle européenne. C'est en particulier le cas de l'*Imperial College of Science Technology and Medicine* de Nicholas Ambraseys (Royaume-Unis), des deux organismes italiens l'*Ente Nazionale per l'Energia Eleerica* (ENEL) et l'*Ente Nazionale per la Ricerca e porloSlivuppo de l'Energia Nucleare e delle Energie Alternative* (ENEA) et de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN). De plus, les données mises en commun ont été formatées et filtrées de façon homogène. La correction instrumentale de chacune de ces données a été vérifiée. Ce travail a été soutenu par les budgets propres des 4 organismes et par un contrat européen<sup>677</sup>. Du fait de cette collaboration nouvelle, la base de données de mouvement fort permettant la détermination des coefficients de la formule de calcul des spectres de mouvements sismiques a été considérablement enrichie. Les coefficients actualisés sont désormais déterminés à partir de 965 données contre 274 en septembre 1998. De plus, la nouvelle base de données contient des enregistrements provenant de 15 pays, alors qu'en 1998, elle contenait quelques enregistrements italiens, mais surtout une large majorité d'enregistrements californiens<sup>678</sup>. La proportion d'enregistrements californiens est largement amoindrie dans la nouvelle base de données de l'IPSN et ne représente plus que 17 % des données. Ce sont désormais, les enregistrements italiens, dont un grand nombre sont issus de la même crise sismique de 1997, qui dominent la base de données et représentent à eux seuls 50 % des enregistrements. Le dernier tiers de la base de données étant réparti entre les pays des Balkans (10%), les pays du Caucase (15%) et la Grèce (8,5%).

En plus de l'enrichissement de la base de données, la collaboration européenne a permis une meilleure uniformisation des paramètres des différents enregistrements. Une grande partie du travail, concernant les données européennes, a été effectuée par Nicholas Ambraseys et ses collaborateurs de l'Impérial College de Londres dans les années précédentes<sup>679</sup>. Leurs travaux ont servi de modèle pour le traitement et l'uniformisation des données des autres bases. L'incidence première de cette influence anglaise est l'utilisation d'une nouvelle échelle de magnitude. Jusqu'à maintenant, l'échelle utilisée en France était l'échelle de Richter, aussi appelée magnitude locale. L'échelle utilisée par Ambraseys est l'échelle des magnitudes de surface (notée Ms). La différence principale entre ces deux magnitudes est qu'elles sont déterminées à partir d'un traitement différent du signal sismique. La magnitude de surface est calculée uniquement à partir des ondes de surface du signal (cf. Annexe 3). Le choix de la magnitude de surface est motivé principalement par le fait du travail des sismologues anglais qui ont déjà effectué un traitement homogène d'une grande partie de la base de données des enregistrements européens. De ce fait, toutes les autres données sont agglomérées en suivant le cadre fourni par le travail des sismologues anglais. Il est néanmoins précisé que, dans

---

<sup>677</sup> Cotton, F., Berge-Thierry, C., Maistre, F. et Fukushima, Y., « Méthode de détermination des spectres adaptés au site dans le cadre de la modification de la RFS I.2.c », Rapport IPSN/DPRE/SERGD/99-32, septembre 1999.

<sup>678</sup> Cotton, F., Berge-Thierry, C., Maistre, F. et Fukushima, Y., « Méthode de détermination des spectres adaptés au site dans le cadre de la modification de la RFS I.2.c », Rapport IPSN/DPRE/SERGD/99-32, septembre 1999, Annexe 1, p23

<sup>679</sup> Ambraseys, N.N., Simpson, K.A. and Boomer, J.J., (1996), "Prediction of horizontal response spectra in Europe", *Earthquake Engineering and Structural Dynamics*, vol.4, p.371-400; Ambraseys, N.N. and Free, N.W., (1997), "Surface wave magnitude calculation for Europeanregion earthquakes", *Journal of Earthquake Engineering*, vol.1, p.1-22.

l'idéal, c'est la magnitude de moment, correspondant à la géométrie du glissement de la faille, qui devrait être utilisée pour fonder une loi d'atténuation ou GMPE. Toutefois, la détermination de la magnitude de moment est délicate pour les séismes de moindres magnitudes. Ainsi, la nouvelle méthodologie acte l'abandon de la magnitude locale, ou magnitude de Richter de l'IPSN au profit de la magnitude de surface<sup>680</sup>.

En plus des modifications de la base de données servant à la détermination des coefficients de la formule de calcul de spectre, l'étude IPSN suit une démarche dite d'assurance qualité. Sans que soient précisées exactement les implications d'une telle démarche, le rapport des experts de l'IPSN insiste sur ce qu'ils présentent comme étant un gage de la qualité scientifique des coefficients qu'ils ont déterminés dans leur nouvelle étude. Plusieurs arguments sont avancés. D'une part, l'étude conduite associée Yoshimitsu Fukushima, sismologue japonais et auteur de la loi d'atténuation qui est utilisée pour le calcul des spectres de mouvements sismiques dans la RFS de 1998. De plus, il est spécifié que l'ensemble des données utilisées et tous les choix de la démarche de détermination des coefficients seront publics à l'horizon 2000, ce qui devrait permettre à la communauté scientifique de se saisir des données pour vérifier et améliorer l'usage proposé par les experts de l'IPSN. D'autre part, leur étude comporte une série de tests de sensibilité du résultat final en fonction des choix effectués à chaque étape de la démarche<sup>681</sup>. Enfin, les résultats obtenus sont comparés avec ceux disponibles dans la littérature. Ce dernier travail a été effectué par un organisme extérieur, en l'occurrence le BRGM, qui a comparé les résultats obtenus par la loi d'atténuation (GMPE) de l'IPSN et un grand nombre d'autres lois disponibles dans la littérature. Ce travail a donné lieu à la parution d'un rapport en 1999 qui conclut sur le fait que la loi dérivée avec la base de données finale est cohérente avec l'ensemble des lois publiées, sur toute la gamme de fréquences, et qu'elle ne sous-estime ni ne surestime systématiquement le mouvement sismique<sup>682</sup>. L'ensemble de ces tests de sensibilité, de ces comparaisons avec les résultats disponibles dans la littérature et de transparence sont rassemblés sous le vocable « assurance qualité » et visent, comme son nom l'indique, à donner une assurance de la qualité des coefficients choisis et des résultats obtenus. Toutefois, il est précisé que les données disponibles dans la base ne couvrent pas l'ensemble des couples de paramètres physiques possibles (magnitude/distance focale). Ainsi, les coefficients sont jugés représentatifs dans un domaine de validité déterminé par une magnitude de surface ( $M_s$ ) de

---

<sup>680</sup>Cotton, F., Berge-Thierry, C., Maistre, F. et Fukushima, Y., « Méthode de détermination des spectres adaptés au site dans le cadre de la modification de la RFS I.2.c », Rapport IPSN/DPRE/SERGD/99-32, septembre 1999, p.13

<sup>681</sup> Les paramètres testés sont le nombre et la procédure de sélection des données, l'influence des données américaines, l'influence du choix de la magnitude de surface plutôt que de la magnitude locale et enfin le choix d'avoir pris en compte la distance hypocentrale plutôt que la distance entre le point du site et le point de limite de l'aire de rupture du foyer. Ce dernier choix peut paraître dérisoire, mais elle peut atteindre plusieurs kilomètres dans le cas de séismes importants. Un dernier paramètre testé est celui de la catégorisation des classes de sol. Le choix effectué est de diviser les enregistrements en deux catégories, les sols sédimentaires caractérisés par une  $VS_{30}$  comprise entre 300 et 800  $m.s^{-1}$  et les sols rocheux caractérisés par une  $VS_{30}$  supérieure à 800  $m.s^{-1}$ . Les séismes enregistrés par des stations dont on ne connaît pas la  $VS_{30}$  du sol ou dont la  $VS_{30}$  est inférieure à 300  $m.s^{-1}$  ne sont pas pris en compte.

<sup>682</sup> BRGM, « Comparaison des spectres de la RFS 1998 avec les lois récentes d'atténuation en ordonnées spectrales », Rapport BRGM n°2881, novembre 1999

4 à 7,3 et une distance focale comprise entre 5 et 100 km. Malgré cette limite de validité, cela représente une extension notable par rapport à la loi précédente. En particulier, la nouvelle loi d'atténuation est mieux adaptée à la sismicité européenne et son domaine de validité a été étendu et son application dans le cas de séisme proche a été simplifiée<sup>683</sup>.

Les nouvelles valeurs de coefficients sont disponibles à partir du mois de septembre 1999 et sont celles utilisées par les experts d'EDF pour tester l'impact de la nouvelle règle sur la robustesse parasismique de ses installations nucléaires. En plus de tester l'impact du changement de formule et de coefficients permettant le calcul des spectres SMS des sites, EDF utilise la période probatoire pour tester les autres innovations de la version 1998 de la RFS. En particulier, les experts d'EDF conduisent une étude spécifique sur des sites pilotes :

- Bugey et de Creys-Malville pour évaluer l'incidence de la nouvelle méthode de zonages sismotectonique,
- Cattenom pour étudier la prise en compte des paléoséismes,
- Gravelines et Saint-Alban pour les effets de site,
- Tricastin et Cruas pour la prise en compte des séismes proches,
- Fessenheim sur l'ensemble de la RFS.

Ces sites ne sont pas choisis au hasard. La région du Tricastin est caractéristique des séismes proches, les sites de Gravelines et Saint Alban sont les seuls ayant un sol de fondation dont la  $VS_{30}$  est inférieure au seuil de  $300\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$ , le site de Cattenom est à portée de failles sismiques potentiellement porteuses d'indices de paléosismicité et les sites de Bugey et Creys-Malville sont l'objet depuis plus de 20 ans d'une dissension entre l'IPSN et EDF sur le déplacement ou non du séisme de Chautagne (1822) sous le site. Enfin, l'application de la RFS de 1981 dans le cadre du réexamen de sûreté de la centrale de Fessenheim conduisait à déterminer un spectre SMS supérieur au spectre de dimensionnement à hautes, mais aussi à basses fréquences.

Les études conduites par les experts d'EDF conduisent à une diminution générale des spectres SMHV de référence et donc des spectres SMS sur pratiquement tous les sites<sup>684</sup>. La situation est résumée dans un rapport IPSN par le tableau suivant :

---

<sup>683</sup> Ibid., p.18

<sup>684</sup> IPSN, « Avis sur les documents supports présentés par EDF dans le cadre de la période probatoire de la nouvelle Règle Fondamentale de Sûreté I.2.c. », Rapport DPRE/SERGD/00-50, 17 mars 2000

Tableau 11 : Synthèse des évaluations réalisées par EDF et IPSN (versions 1981 et 1998 de la RFS) (source : IPSN, « Avis sur les documents supports présentés par EDF dans le cadre de la période probatoire de la nouvelle Règle Fondamentale de Sûreté I.2.c. », Rapport DPRE/SERGD/00-50, 17 mars 2000, p.60)

Site	Evolution BF	EDF 81 -> 98 HF	Dépassement EDF SDD (SMS - RFS 81)	Dépassement EDF SDD (SMS - RFS 98) (coeff 99)	Dépassement IPSN SDD (SMS - RFS 98) (coeff 99)	Comparaison EDF IPSN (RFS 98)	Paléoséisme / SDD
Bugey	↘	↘	Oui	Oui (> 7Hz)	oui (> 1 Hz)	IPSN >> EDF	Pas de paléoséisme
Cattenom	↘	→	Non	Non	Non	IPSN > EDF	Paléoséisme << SDD
Cruas	↘	↘	Oui (>6 Hz)	Non	Au niveau du SDD (>9Hz)	IPSN ~ EDF	Paléoséisme << SDD
Fessenheim	↘	↘	Oui	Oui (> 7Hz)	Oui (> 6 Hz)	IPSN > EDF	Paléoséisme << SDD
Gravelines	↘	↘	Oui	Oui (> 6 Hz)	Oui (> 5 Hz)	IPSN > EDF	Pas de paléoséisme
St Alban	↘	→	Non	Non	Oui (> 4 Hz)	IPSN >> EDF	Pas de paléoséisme
Tricastin	→	↘	Oui (>6 Hz)	Oui (> 7 Hz - 0,2 g)	Oui (> 6 Hz)	IPSN > EDF	Paléoséisme << SDD

Les deuxième et troisième colonnes du tableau reflètent cette tendance baissière générale à haute fréquence (HF) comme à basse fréquence (BF). Du fait de cette baisse généralisée des mouvements sismiques dans l'étude EDF, les dépassements des spectres de dimensionnement par les spectres SMS adaptés au site diminuent. Avec la RFS de 1981 (4<sup>e</sup> colonne) 5 sites sur 7 étaient concernés par ces dépassements dont 3 à hautes comme à basse fréquence, dans le cas hypothétique de la prise en compte d'un SMS réévalué. Avec l'application de la RFS de 1998 et l'utilisation des coefficients déterminés dans l'étude IPSN de 1999 (5<sup>e</sup> colonne), il n'y a plus que 4 sites sur 7 dont le spectre de dimensionnement est dépassé par le spectre SMS du site. Mais surtout, les dépassements sont désormais uniquement présents dans le domaine des hautes fréquences (supérieur à 6 Hz). Par exemple, l'utilisation de la nouvelle méthodologie de calcul du spectre de mouvement relatif au séisme de Bâle de 1356, utilisé en référence pour le site de Fessenheim, conduit à un spectre plus faible, qui ne dépasse plus le spectre de dimensionnement en basses fréquences. La dernière colonne du tableau présente l'incidence de la prise en compte des paléoséismes dans l'évaluation des séismes de référence. En l'occurrence elle n'a pas d'impact sur la robustesse parasismique étant donné que les paléoséismes conduisent à des spectres très inférieurs au spectre de dimensionnement (dernière colonne). En dernier lieu, il convient de remarquer que l'application de la nouvelle RFS par les experts de l'IPSN donne des résultats différents de ceux obtenus par leurs homologues d'EDF. De manière générale, à part le site de Cruas, l'application par l'IPSN de la méthode donne des résultats plus importants sur tous les sites et nettement plus importants sur les sites de Saint-Alban et Bugey (schématisé par le double signe « >> » dans la colonne 7). Avec les spectres résultants de la démarche IPSN, 6 sites sur 7 sont l'objet de dépassement du spectre de dimensionnement, essentiellement à hautes fréquences pour 6 sites, et également à basses fréquences pour Bugey et à moyenne fréquence pour Saint-Alban et dans une moindre mesure Gravelines.

Selon les experts de l'IPSN, la baisse généralisée s'explique dans 5 cas sur 7 par la disparition du spectre forfaitaire pour les séismes proches dans la nouvelle version de la RFS. Par ailleurs, les différences mineures entre l'évaluation EDF et l'évolution IPSN proviennent de l'attribution différente des paramètres physiques aux séismes anciens. En particulier, pour une raison essentiellement méthodologique, les profondeurs attribuées aux séismes sont souvent plus grandes dans l'étude EDF que IPSN, tandis que les valeurs de magnitudes sont extrêmement proches. Pour les deux sites où l'évaluation du spectre SMS est nettement plus importante dans l'étude IPSN que celle d'EDF, à savoir Saint-Alban et Bugey, la raison ne tient pas à l'application de la méthode RFS, mais à des différences dans le zonage et la sélection des séismes anciens<sup>685</sup>. Pour ce qui est des innovations méthodologiques apportées dans la nouvelle RFS, notamment dans ses trois annexes (prise en compte des paléoséismes, prise en compte des effets de site, prise en compte des systèmes de faille dans la pratique de zonage sismique), les résultats sont peu concluants. À chaque fois, les experts de l'IPSN estiment que leurs homologues d'EDF ont plus ou moins volontairement orienté les paramètres de leurs études pour présenter des résultats exagérément optimistes<sup>686</sup>.

L'année probatoire a permis aux experts d'EDF et de l'IPSN de tester la nouvelle RFS sur une série de sites nucléaires. Avec la nouvelle version, les spectres correspondants aux séismes majorés de sécurité (SMS) des différents sites sont globalement plus faibles qu'avant, notamment pour les hautes fréquences où la version de 1981 proposait la prise en compte d'un spectre forfaitaire pour les séismes proches jugés *a posteriori* par les experts d'EDF, mais aussi dans une moindre mesure par ceux de l'IPSN, comme outrancièrement conservateur. Toutefois, dans la mesure où les experts d'EDF refusaient la notion de SMS réévalués dans le cadre des réexamens de sûreté et ne considéraient que les Séismes maximums historiquement vraisemblables (SMHV), la nouvelle version de la RFS qui réhabilite la place des SMS dans les réexamens de sûreté conduit à une majoration générale assez importante des aléas sismiques de références des centrales nucléaires. Cette majoration conduit à de nombreux dépassements des spectres de dimensionnement, avec les hypothèses EDF comme IPSN :

*« Pour EDF, il y a dépassement pour les sites de Bugey, Fessenheim, Gravelines et Tricastin. Il n'y a pas dépassement pour les sites de Cattenom, Cruas et St Alban. Pour l'IPSN les spectres de SMS présentent des niveaux équivalents ou supérieurs aux SDD [spectre de dimensionnement] à haute fréquence (3 Hz ou plus) sur l'ensemble des sites examinés (Bugey, Cruas, Fessenheim, Gravelines, St Alban, et Tricastin) à l'exception du site de Cattenom. Pour EDF comme pour l'IPSN, il n'y a pas de dépassement en basse fréquence (en dessous de 2 Hz) »<sup>687</sup>*

Les dépassements en hautes fréquences des spectres de dimensionnement sont dus exclusivement à la prise en compte des séismes proches. La RFS de 1998 prévoit un

---

<sup>685</sup> Ibid., p1

<sup>686</sup> Ibid., p.62-

<sup>687</sup> Ibid.

traitement particulier pour les séismes proches. En particulier, elle prévoit d'une part de translater artificiellement le foyer du séisme à 7 km, jugé comme la limite de validité de la méthode, et à augmenter tout aussi artificiellement la magnitude pour conserver l'intensité macrosismique constante. Il est également précisé que pour les séismes proches de faible magnitude (distance focale inférieure à 7 km et magnitude inférieure à 5 Ms), le spectre de réponse en accélération n'est pas un bon moyen de représenter la nocivité de tel séisme et que l'exploitant pourra proposer une démarche plus adaptée, sans que celle-ci soit précisée.

À la suite de la période probatoire, les experts d'EDF estiment que la limite de 7 km devrait être augmentée à 10 km. L'argument avancé est que la plupart des lois d'atténuation publiées font apparaître le phénomène de saturation de l'accélération pour les courtes distances, ce que ne permet pas de faire la loi de la RFS de 1998. Implicitement, la non-prise en compte de la saturation de l'accélération conduit, selon eux, à une surestimation de celle-ci, pour les séismes proches, de distance inférieure à 10 km et non 7 km. Pour les experts de l'IPSN, la saturation de l'accélération dépend de la magnitude considérée. Selon eux, pour des séismes de magnitude inférieure à 6 la distance de saturation est inférieure à 10 km et sensiblement inférieure à 7 km. De plus, les rares données disponibles ne mettent pas en évidence de saturation du mouvement sismique pour les séismes dont la magnitude est inférieure à 6. Du fait de la moindre magnitude des séismes proches considérés pour les différents sites, les experts de l'IPSN estiment qu'il n'y a pas lieu de tenir compte de la saturation des accélérations et que la limite de 7 km est raisonnable.

Dans ces études, les experts d'EDF ont translaté les épicentres des séismes proches à 10 km au lieu de 7 km, ce qui explique en grande partie les petites différences constatées avec leurs homologues de l'IPSN pour les dépassements des spectres de dimensionnement en hautes fréquences. Ce décalage de 3 km a des conséquences assez importantes. De manière générale, l'utilisation d'une valeur limite à 10 km au lieu de 7 km entraîne une diminution du nombre de sites pour lesquels les séismes proches engendrent des dépassements du spectre de dimensionnement et cela permet également de diminuer l'ampleur de ces dépassements et de les limiter à des fréquences plus élevées.

Par ailleurs, la RFS dans sa version de 1998 précisait que les séismes proches de faible magnitude devaient faire l'objet d'une approche particulière, leurs nocivités étant jugées *a priori* moindres (argument EDF). Pendant la période probatoire, les experts d'EDF ont constitué un dossier rassemblant toutes les études conduisant à une telle conclusion. Ce dossier contient de nombreuses études anciennes, déjà abordées dans les chapitres précédents, notamment l'étude sur la tenue au séisme du bâtiment électrique et du bâtiment de liaison de Fessenheim, l'étude de vérification de tenue de la centrale de Tricastin avec le spectre DSN 0,3g riche en hautes fréquences, l'étude d'Ambraseys sur la construction d'un spectre relatif à un séisme proche de faible magnitude et enfin l'étude de Newmark sur le comportement d'un bâtiment réacteur avec un mouvement sismique correspondant à un spectre riche en hautes fréquences. À ces différentes études, EDF ajoute une étude des marges

sismiques conduite par l'EPRI, l'institut de recherche financé par l'association des producteurs américains d'électricité, en 1986 ; des essais réalisés en France dans le cadre du programme CAMUS sur une maquette de bâtiment à 5 étages et enfin une thèse réalisée en partenariat entre EDF et l'Institut National des sciences appliquées (INSA) pour donner substance à la notion d'indicateurs de nocivité<sup>688</sup>. Selon les experts d'EDF, l'ensemble de ces études mises bout à bout constituent une démonstration de la moindre nocivité des séismes proches. Ils écrivent alors, dans leur rapport bilan de la période probatoire de la RFS de 1998 que :

*« Il résulte de cette synthèse que les différentes études présentées constituent un dossier solide confirmant la moindre nocivité des séismes proches. Cette moindre nocivité résulte en particulier des spécificités suivantes des séismes proches : contenu fréquentiel plus hautes fréquences et largeur de bande plus étroite ; moindre contenu énergétique ; moindre nombre de cycles endommageant »<sup>689</sup>*

En se reposant sur ce dossier, les experts d'EDF estiment que l'ensemble des mouvements sismiques en zones proches, définies par la limite de 10 km, ont des particularités physiques et que de ce fait ils doivent faire l'objet d'une appréciation différenciée de leur nocivité, au-delà de la seule considération du spectre de réponse et cela, indépendamment de leur valeur de magnitude. Ils proposent alors que la nocivité de tous les séismes proches soit examinée selon une démarche particulière et pas seulement les séismes de magnitude inférieure à 5 sur l'échelle de Richter comme stipulé dans la version de 1998. Ainsi, par la constitution de ce dossier, les experts d'EDF entendent faire valoir l'élargissement du périmètre de la dérogation pour la démonstration de robustesse parasismique des installations nucléaires face aux séismes proches. Dans la version de 1998, cette dérogation vaut pour les séismes de distance à la rupture inférieure à 7 km et de magnitude inférieure ou égale à 5. En 2000, les experts d'EDF proposent d'élargir ce périmètre à 10 km et surtout sans considération de magnitude. Une telle évolution aurait pour conséquence de catégoriser tous les séismes engendrant des dépassements des spectres de dimensionnement dans les hautes fréquences dans un module spécifique de démonstration qui ne se fonde plus sur l'intercomparaison des spectres SMS et spectres de dimensionnement, mais repose sur des études particulières. Cette évolution aurait un double avantage, selon eux. Un premier avantage est de l'ordre de l'affichage. En effet, les séismes proches étant généralement ceux entraînant des dépassements, leur éviction permettrait d'afficher que les spectres de dimensionnement demeurent enveloppe des aléas de référence pour la plupart des sites. Le second avantage est qu'il permettrait de déplacer le débat technique dans un autre compartiment de la robustesse. En effet, du point de vue de la sismologie, il est indéniable que les sites nucléaires français sont menacés par des séismes proches et que ces séismes ont des spectres de mouvement qui dépassent le spectre de dimensionnement en hautes fréquences. Par contre, du point de vue

---

<sup>688</sup> EDF, « Bilan fin mars 2000 des études menées par EDF dans le cadre de la période probatoire de la nouvelle RFS I.2.c », EDF/SEPTEN E-N-T-M5/00-00481, mars 2000, Annexe A, p.8

<sup>689</sup> Ibid.

de l'ingénierie, d'une part la nocivité des séismes proches sur les structures et le génie civil tend à être démontrée comme bien moindre que celle des séismes plus lointains et, d'autre part, la nocivité de ces séismes sur les systèmes et composantes des centrales nucléaires n'est pas encore prouvée. De ce fait, l'élargissement de la dérogation de démonstration à tous les séismes de distance focale inférieure à 10 km faciliterait grandement les réexamens de sûreté futurs et l'obtention de l'autorisation de fonctionnement pour 10 années supplémentaires. Les experts d'EDF proposent alors une nouvelle procédure pour la démonstration de robustesse parasismique, qui repose sur la mise en œuvre d'une appréciation de la nocivité des séismes proches selon la démarche suivante :

- « A/ utiliser comme mouvement sismique de site, celui déterminé en application de la RFS 1.2.c,*
- B/ utiliser comme un 1<sup>er</sup> indicateur de nocivité le spectre obtenu par translation à 15 km à intensité constante et le comparer au spectre de dimensionnement,*
- C/ en cas d'insuccès, effectuer une analyse sismique de type dimensionnement sur la base du spectre translaté à 15 km et comparer les chargements sismiques aux chargements de dimensionnement,*
- D/ en cas d'insuccès, effectuer une analyse sismique réaliste sur la base de la sismicité de site (signaux naturels, réponse réaliste, critères adaptés, selon les cas, à la vérification ou au dimensionnement) »*

La détermination de la nocivité des séismes proches oblige à considérer dans le même temps la détermination du mouvement sismique et l'étude de ses impacts sur l'installation. La démarche proposée par les experts d'EDF aborde le problème en plusieurs étapes. D'abord vérifier la nocivité du séisme concerné en modifiant ses paramètres physiques jusqu'à obtenir une distance focale de 15 km tout en conservant l'intensité macrosismique résultante sur le site. Cela revient en pratique à augmenter artificiellement la magnitude à mesure que la distance est augmentée. La limite de définition des séismes proches est toujours de 10 km, mais le fait de considérer artificiellement leur distance à 15 km plutôt que 10 km ou 7 km est justifié par le fait de comparer, toutes choses égales par ailleurs, le degré de nocivité potentielle des séismes proches rapportés à des séismes plus lointains réellement nocifs. Si le spectre alors obtenu dépasse le spectre de dimensionnement, une deuxième étape consiste à comparer les chargements, c'est-à-dire les différents efforts et contraintes résultants de ce spectre aux différents endroits de l'installation pour vérifier l'ampleur de son incidence. C'est le type d'étude effectuée en 1976 sur la centrale de Tricastin à partir du spectre DSN 0,3g. Cette deuxième étape illustre la volonté des experts d'EDF de décaler le débat de la nocivité des séismes vers le monde des ingénieurs. Si le spectre de dimensionnement est dépassé, il est question d'aller voir comment se traduisent ces dépassements du côté de l'ingénierie de conception. En effet, de nombreuses marges sont prises dans le dimensionnement des bâtiments et des composantes des installations nucléaires sous forme de coefficients de sécurité, d'exigence de tenue ou de cumul de charges. Du fait de ces marges, il n'est pas du tout certain qu'un dépassement du spectre entraîne des dépassements de contraintes sur les équipements et structures et finalement des dommages tels qu'ils pourraient occasionner un



accident nucléaire. Si, cette fois encore, les résultats sont d'ordre à remettre en cause le dimensionnement, une troisième étape consiste à mener une étude plus poussée encore, appelée « réaliste » par EDF, qui prend en compte les phénomènes de non-linéarité, la durée du signal sismique dans une analyse dynamique directe, etc. Dans cette dernière étape, il s'agit d'évaluer les effets concrets des dépassements sur les différents bâtiments et équipements et d'étudier la probabilité de perte de fonction et *in fine* d'accident nucléaire. La proposition des experts d'EDF dépasse largement le strict cadre de la détermination des mouvements sismiques et vise à réinscrire les mouvements sismiques dans une démarche plus globale de démonstration de robustesse, *in extenso*, où l'objectif n'est pas de démontrer la robustesse de chaque élément ou chaque étape prise indépendamment, mais de l'ensemble.

La question de la prise en compte des séismes proches est identifiée par les experts d'EDF comme étant le seul point réellement problématique résultant de la période probatoire. La conclusion de son rapport bilan est donc la suivante :

*« Il résulte des études récapitulées que les séismes proches dont la distance focale est inférieure ou égale à 10 km ont des particularités physiques qui appellent une appréciation différenciée de leur nocivité, au-delà de la seule considération du spectre de réponse. EDF considère que le domaine des études de nocivité devrait être étendu à tous les séismes de distance focale inférieure à 10 km, sans considération sur la magnitude. Par ailleurs, EDF propose pour l'appréciation de la nocivité une démarche dont un des indicateurs est le spectre du séisme translaté à 15 km à intensité constante. Cette démarche est appelée à s'étoffer avec les études de R&D entreprises, lesquelles bénéficieront par ailleurs de la mise dans le domaine public à mi-2000 des accélérogrammes naturels de la base de données du BERSIN, récemment ajoutés dans la gamme des séismes proches »<sup>690</sup>*

La proposition des experts d'EDF pour la prise en compte des dépassements des spectres de dimensionnement par les spectres SMS correspondant à des séismes proches s'intègre dans une position plus globale d'EDF vis-à-vis de la mise à jour de la RFS. Pour eux, il ne faut pas dissocier les règles applicables à la détermination des mouvements sismiques de site des modalités d'utilisation de ces mouvements, dans le cadre des réexamens de sûreté notamment. Les experts d'EDF demandent donc à l'organe administratif de sûreté que les modalités d'utilisation des spectres réévalués fassent l'objet d'une discussion avant l'examen de la règle par le Groupe permanent. En contrepartie, ils ne proposent qu'une seule modification au texte de la RFS de 1998, concernant l'augmentation de la limite de validité de la démarche de 7 km à 10 km et en supprimant la limite de magnitude 5. Les experts d'EDF demandent enfin que lors de la préparation de l'examen par le Groupe permanent aucun sujet nouveau ne soit abordé et que les débats se concentrent uniquement sur les modalités d'application de la nouvelle RFS pour les réexamens de sûreté. Pour les experts d'EDF, il faut complètement dissocier la pratique de conception de la pratique de maintenance. Dans cette dernière, la réévaluation sismique pour des installations existantes

---

<sup>690</sup> Ibid., p.9

doit mettre en œuvre des méthodes et des critères spécifiques plus réalistes que ceux utilisés dans le dimensionnement. Les experts d'EDF expriment alors le souhait qu'un cadre soit proposé pour la définition des méthodes applicables dans les études de réévaluation sismique, comme, par exemple, un groupe de travail qui, en anticipation de VD3 900 MWe, aurait comme objectif la définition d'un guide méthodologique de la réévaluation sismique<sup>691</sup>.

La position des experts d'EDF vise à ne pas considérer l'évolution de la RFS uniquement sous l'aspect de la justesse scientifique et du rapprochement de son contenu vis-à-vis de l'état de l'art, mais détaché du reste des éléments qui participent à la robustesse parasismique. Pour eux, il faut replacer les évolutions des méthodes scientifiques dans la démarche générale de robustesse. En effet, toute la démarche française historique tient compte des incertitudes originelles de l'aléa sismique et prend en compte des marges de sécurité à chacun de ses chaînons. Or, la position qu'ils défendent est que la modification d'un chaînon n'entraîne pas l'effondrement de l'ensemble de l'édifice. Pour démontrer cela, ils demandent à ce que l'analyse d'impact de l'évolution d'un chaînon soit évaluée par des méthodes les plus réalistes possibles, en tenant compte de l'ensemble des marges prises à chaque étape de la chaîne pour aboutir à une installation robuste. Lors de la réunion du Groupe permanent de 1998, le vice-président du groupe défendait l'idée que l'esprit du réexamen de sûreté est de comparer l'état d'une centrale existante avec son état si elle était construite maintenant avec les nouvelles connaissances disponibles. La volonté des experts d'EDF à la fin de cette période probatoire est de remettre en jeu cette définition du réexamen de sûreté. Pour eux, mise à part la question du domaine de validité de la loi d'atténuation, il n'est plus question de revenir sur la méthode de la RFS qui est jugée scientifiquement robuste, mais de déplacer le débat vers l'utilisation des nouveaux mouvements sismiques de référence et plus encore des modalités de justification de la robustesse parasismique.

Un des moyens mis en œuvre par les experts d'EDF est la constitution d'un dossier de démonstration de la moindre nocivité des séismes proches. Plus généralement, la volonté des experts d'EDF est de ne plus se référer seulement au spectre de dimensionnement, qui est une base utilisée lors de la conception et qui ne prend pas en compte l'ensemble des marges prises aux différentes étapes. Ils envisagent d'utiliser d'autres spectres de référence, pour lesquels la tenue aurait été démontrée et qui sont de niveau supérieur au spectre de dimensionnement. Le précédant le plus illustrant est le spectre DSN 0,3g qui a servi à démontrer la robustesse de la centrale du Tricastin au séisme proche. Un nouvel exemple est issu de la première étude de marge sismique conduite sur un réacteur nucléaire français en 1999. En effet, les experts d'EDF ont mandaté un bureau d'étude américain pour conduire une étude d'analyse des marges sismiques disponibles (*Seismic Margin Assessment* ou SMA) sur la centrale du Tricastin en suivant la démarche définie par l'association des producteurs d'électricité américains, l'EPRI. Cette étude, dont la méthodologie d'application est

---

<sup>691</sup> Ibid., p.10

contestée par l'IPSN<sup>692</sup>, permet, selon EDF de démontrer la bonne tenue de la centrale pour un nouveau spectre, fondé sur le spectre réglementaire américain NUREG et calé à 0,3g<sup>693</sup>. En dépit de la contestation des experts de l'IPSN, leurs homologues d'EDF entendent utiliser ce spectre comme nouvelle référence pour les réexamens de sûreté. Un dépassement du spectre de dimensionnement ne serait alors plus suffisant pour contester la robustesse parasismique d'une installation, il faudrait également que les spectres SMS dépassent d'autres spectres pour lesquels la tenue de l'installation aura été démontrée par ailleurs. Ainsi dans leur analyse de l'impact de la nouvelle RFS sur les spectres SMS de Tricastin, EDF a subrepticement ajouté sur le graphique, le spectre qui a servi à l'étude des marges sismiques :

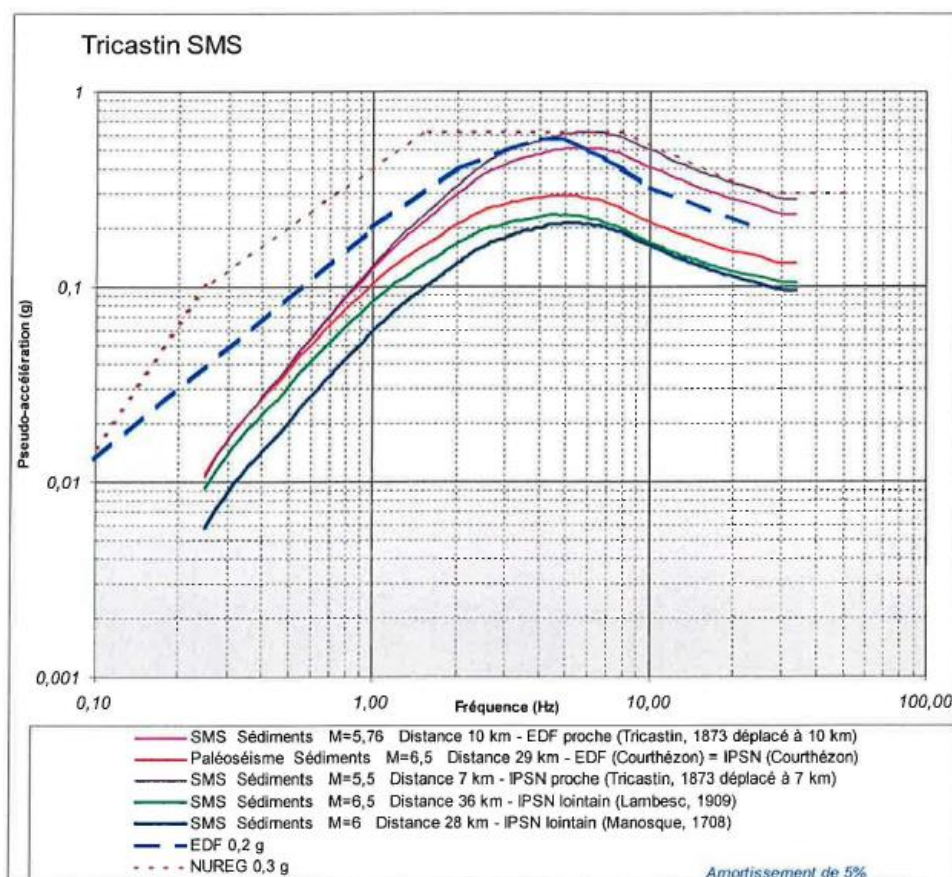


Figure 26 : Comparaison du spectre de dimensionnement (EDF 0,2g), du spectre de vérification de marges sismiques (NUREG 0,3g) et des spectres adaptés au site obtenus à partir de l'application de la RFS de 1998 et avec les coefficients de l'IPSN de 1999 par l'IPSN et EDF (sources : IPSN, « Avis sur les documents supports présentés par EDF dans le cadre de la période probatoire de la nouvelle Règle Fondamentale de Sûreté I.2.c. », Rapport DPRE/SERGD/00-50, 17 mars 2000, p.30)

<sup>692</sup> Dans un courrier envoyé par le chef du Département d'évaluation de sûreté de l'IPSN au chef de l'autorité de sûreté faisant référence à la position de l'IPSN sur l'étude des marges sismiques présentée par EDF en 1999, il est précisé que « je confirme que la démarche adoptée par Électricité de France n'est pas recevable en l'état » (source : IPSN, « RFS I.2.c - Programme de travail EDF Document de référence de l'exercice SMA », DES 199 -715, 30 juillet 1999, p.2). L'analyse de l'étude conduite par EDF sera développée dans la section suivante relative au deuxième réexamen de sûreté du palier 900 MWe.

<sup>693</sup> Le spectre est issu du document de Newmark, N. M. and Hall, W. J., « Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants », Technical Report NUREG/CR-0098, U.S. Nuclear Regulatory Commission, May 1978, qui a été repris dans le rapport de Sewell, R. T. and Wu, S. C., « Ground Motion Input in Seismic Evaluation Studies », Technical Report NUREG/CR-6466, U.S. Nuclear Regulatory Commission, August 1996.

Sur la Figure 26, les spectres correspondants au SMS pour un séisme proche dépassent au-delà de 5 Hz le spectre de dimensionnement utilisé lors de la conception de la centrale (courbe en pointillé bleu). À l'inverse, le spectre NUREG 0,3g utilisé pour l'étude des marges sismiques (courbe en pointillé rouge) enveloppe les spectres EDF comme IPSN correspondants au séisme proche. Ainsi, dans la mesure où le Groupe permanent et l'organe administratif de sûreté accepteraient la nouvelle proposition des experts d'EDF, relative au principe des réexamens de sûreté, l'application de la nouvelle RFS ne remettrait pas en cause la robustesse parasismique de la centrale nucléaire de Tricastin.

### **6.3. Le Groupe permanent d'experts ou l'art de la synthèse**

Entre mars et octobre 2000, le Groupe de travail est réactivé et se réunit à 5 reprises. En novembre de la même année, les deux Groupes permanents se réunissent pour examiner une nouvelle fois le texte de la Règle fondamentale de sûreté.

Sous l'impulsion des experts d'EDF, les débats, lors des réunions du Groupe de travail, tournent principalement autour de la rédaction de la section 2.4 de la RFS qui s'intitule « *prise en compte des mouvements sismiques* » et qui est la seule section qui ne porte pas sur les modalités de détermination des mouvements sismiques de référence, pour lesquelles il y a un relatif consensus, mais sur leurs utilisations dans la démonstration de robustesse à la conception ou lors des réexamens de sûreté. En particulier, le paragraphe, qui est au cœur des débats, est celui concernant la dérogation relative aux modalités de démonstration des séismes proches. De façon générale, la règle, dans sa version de 1998 impose une démonstration fondée sur le caractère enveloppe du spectre de dimensionnement par rapport aux spectres SMS des sites. Pour les séismes proches, caractérisés par une distance focale inférieure à 7 km et une magnitude inférieure à 5, la démonstration de robustesse peut reposer sur d'autres critères laissés libres à l'exploitant. Cette dérogation a vocation à compenser le paradoxe entraîné par ce type de séisme qui occasionne des dépassements systématiques des spectres de dimensionnement à haute fréquence alors que l'expérience tend à prouver leur moindre nocivité. À la suite de l'année probatoire, les experts d'EDF estiment avoir démontré cette moindre nocivité des séismes proches. Leur ambition est alors d'étendre le périmètre de la dérogation aux distances focales inférieures à 10 km au lieu de 7 km et sans limites de magnitude. Avec le domaine de limitation de la version de 1998, notamment en magnitude, la dérogation est sans application sur le territoire français, car aucun SMS de site occasionnant des dépassements du spectre de dimensionnement n'est caractérisé par une magnitude inférieure à 5 sur l'échelle de Richter. Par contre, l'évolution de l'étendue du périmètre d'application de la dérogation proposée par les experts d'EDF permettrait, à elle seule, de régler la totalité des dépassements des spectres de dimensionnement de ses 19 sites (hors dissensions IPSN/EDF sur l'évaluation des SMS).

Leur argumentaire repose sur deux éléments. Premièrement, la limite du domaine de validité de la méthode de calcul de la RFS s'établit, selon eux, à 10 km et non 7 km du fait d'un phénomène de saturation de l'accélération mis en avant dans la littérature, mais non pris en compte dans la RFS. Le deuxième élément est tiré de leur dossier de démonstration de la moindre nocivité des séismes proches qui tend à prouver l'existence d'une particularité physique des mouvements occasionnés par ses séismes proches, indépendamment de la magnitude. En effet, les experts d'EDF tirent de leur dossier les conclusions suivantes : «

- *Un séisme proche est caractérisé par une durée courte et un contenu fréquentiel élevé et à bande étroite. Ceci n'est pas pénalisant pour une structure de génie civil correctement dimensionnée ;*
- *Le dimensionnement prenant en compte le spectre de réponse fait apparaître une marge minimale de 2 en faveur des séismes proches ;*
- *Les séismes de distances focales inférieures à 10 km, voire 15 km, sont moins nocifs que les séismes plus lointains d'un facteur 1,5 à 2 ;*
- *Il n'y a pas d'amplification significative dans une structure de génie civil de l'excitation sismique caractéristique d'un séisme proche ;*
- *Des indicateurs simples de nocivité (CAV<sup>694</sup> Intensité d'Arias<sup>695</sup>) illustrent la moindre nocivité des séismes proches »<sup>696</sup>*

Pour les experts de l'IPSN, les arguments avancés par leurs homologues d'EDF ne sont pas valables. D'une part, le phénomène de saturation évoqué par les experts d'EDF dépend selon eux de la magnitude considérée. Or, pour des magnitudes inférieures à 6, la distance de saturation est inférieure à 7 km. D'autre part, l'étude effectuée par le BRGM sur la comparaison de la loi d'atténuation de la RFS par rapport aux autres lois de la littérature, dans le cadre de la démarche d'assurance qualité, n'a pas mis en avant de surestimation de la loi RFS pour les séismes proches. De plus, selon les experts de l'IPSN, les mouvements sismiques à proximité de l'épicentre sont extrêmement variables et incitent à la prudence. De même, les experts de l'IPSN estiment, à partir de leur base de données, qu'il n'y a pas d'impossibilité physique à trouver des séismes de magnitude élevée à faible distance et qu'il faut donc conserver une limite de magnitude dans le périmètre de la dérogation de la démonstration de robustesse. Quant à l'argument des experts d'EDF sur la moindre nocivité

---

<sup>694</sup> Le CAV, pour *Cumulative Absolut Velocity*, représente l'intégrale de la valeur absolue de l'accélération et correspond ainsi à l'accumulation continue de l'accélération pendant un séisme (Jiening *et al.*, 2014). Le CAV est un indicateur qui a été développé dans les années 1990 par l'Electric Power Research Institute (EPRI), un institut de recherche financé par une association de producteurs d'énergie américains, dans le but de ne tenir compte que des effets potentiellement néfastes pour une centrale nucléaire des séismes dans leur évaluation. Le CAV représente l'intégrale de la valeur absolue de l'accélération et correspond ainsi à l'accumulation continue de l'accélération pendant un séisme. Le CAV est un indicateur qui a été développé dans les années 1990 par l'Electric Power Research Institute (EPRI), un institut de recherche financé par une association d'exploitants nucléaires américains, dans le but de ne tenir compte que des effets potentiellement néfastes pour une centrale nucléaire des séismes dans leur évaluation. Le principe est de déterminer une valeur minimale d'accélération occasionnant des dommages sur un réacteur nucléaire et de ne tenir compte que de la partie des spectres dépassant cette valeur. La nocivité du séisme est alors évaluée par cette seule section du spectre. Les séismes proches ayant un pic spectral resserré autour d'une bande étroite de fréquence, leur CAV est inférieur à celui correspondant à un spectre de séisme lointain à large bande.

<sup>695</sup> L'intensité d'Arias est un indicateur de nocivité qui est déterminé par l'aire contenue sous la courbe d'un spectre de mouvement sismique en accélération. De la sorte, il représente le contenu énergétique total d'un séisme. Les séismes proches ayant un pic spectral resserré autour d'une bande étroite de fréquence, leur intensité d'Arias est inférieure à celle correspondant à un spectre de séisme lointain à large bande.

<sup>696</sup> Groupe de travail RFS, « Compte rendu de la réunion n°2 du mercredi 17 mai 2000 », 2000, p.7

des séismes proches, les experts de l'IPSN estiment qu'il faut encore ici faire preuve de prudence. En effet, une des études du dossier EDF montre, effectivement, une moindre nocivité des séismes proches pour les bâtiments bien conçus et bien réalisés. Par contre, cette même étude montre que pour les bâtiments moins bien conçus ou présentant certains défauts de réalisation, les séismes proches sont au contraire plus pénalisants. De ce fait, il faudrait définir ce qu'est un ouvrage correctement dimensionné et tenir compte de l'état réel des installations dans les évaluations de nocivité. Un autre problème tient au fait que le dossier EDF tend à montrer la moindre nocivité des séismes proches, mais uniquement sur le génie civil, or de nombreux composants, dont la fréquence propre peut être située dans la gamme des hautes fréquences, demeurent sensibles aux séismes proches. De façon générale, les experts de l'IPSN sont très réservés sur la position de leurs homologues d'EDF et sur la suppression de la limite en magnitude de la dérogation. Selon eux :

*« Il n'y a pas assez d'expérience dans ce domaine et la méthodologie à appliquer pour démontrer la moindre nocivité d'un séisme proche par rapport à un séisme lointain n'est pas acquise »<sup>697</sup>*

Les autres exploitants présents dans le groupe de travail, appartenant au CEA et à Areva, proposent une limite intermédiaire qui serait de 10 km et pour une magnitude 5,5. Cette position aurait au moins l'avantage d'inclure le site de Pierrelatte/Tricastin dans le cadre de la dérogation sur lequel les trois exploitants ont des installations. Mais autant les experts d'EDF que de l'IPSN se montrent intransigeants sur les valeurs qu'ils proposent respectivement et il est donc conclu que cette question ne fait pas l'objet d'un consensus et sera portée devant le Groupe permanent.

Un deuxième point qui centralisa une partie importante des discussions est l'ajout, dans la RFS, d'un niveau minimal de mouvements sismiques à prendre en compte dans la conception des installations nucléaires par la détermination d'un spectre minimal forfaitaire. L'imposition d'un spectre minimal est une pratique à l'origine américaine. En effet, dès 1973, l'organe administratif de sûreté américain impose un spectre minimal calé à 0,1g à fréquence infinie. Cette pratique a été reprise dans la révision du standard international de l'AIEA en 1991<sup>698</sup>, ainsi que dans la réglementation des installations à risque non nucléaire en France (cf. Encadré 8). L'introduction d'un niveau minimal dans la RFS est une proposition de l'IPSN qui vise à répondre à la fois aux recommandations de l'AIEA et présente aussi une série d'avantages parmi lesquels un effet d'affichage en respectant les normes internationales et la simplification des discussions sur le niveau sismique à prendre en compte dans les régions de faible sismicité<sup>699</sup>.

La valeur minimale proposée par les experts de l'IPSN est de 0,1g, à l'instar de la valeur recommandée par l'AIEA. Ils proposent par ailleurs deux spectres forfaitaires, un

---

<sup>697</sup> Ibid.

<sup>698</sup> AIEA, "Earthquakes and Associated Topics in Relation to Nuclear Power Plant Siting: A Safety Guide", Safety Series No. 50-SG-S1 (Rev.1), 1991

<sup>699</sup> Groupe de travail RFS, « Compte rendu de la réunion n°4 du mercredi 28 juin 2000 », 2000, p.3

correspondant à un sol dur et l'autre correspondant à un sol sédimentaire, relativement plus mou. L'ajout d'un spectre minimal forfaitaire est plébiscité par les experts du CEA et d'AREVA, en ce que cela faciliterait le traitement de la problématique pour ces exploitants qui possèdent une multitude d'installations très variées et sur de nombreux sites. Les experts d'EDF, par contre, sont plutôt réticents à l'idée. En particulier, ils estiment le niveau minimal trop élevé pour la sismicité française et proposent de retenir 0,06g.

Un dernier aspect a été longuement discuté lors des réunions du groupe de travail, mais cette fois-ci principalement entre les experts de l'IPSN et ceux du CEA. Il s'agit de l'utilisation de la magnitude de surface dans la loi d'atténuation. En effet, dans le catalogue de sismicité instrumental et historique français, contenu dans la base de données Sirène, les séismes sont exprimés en magnitude locale ou magnitude de Richter. Dans la nouvelle RFS, l'IPSN considère une équivalence entre magnitude locale et magnitude de surface pour les séismes supérieurs à 4,5. Pour les experts du CEA et plus particulièrement du Laboratoire de détections géophysiques (LDG), qui a la charge du réseau instrumental français et qui de ce fait détermine les magnitudes des séismes français, cette hypothèse d'équivalence tend à une surestimation des magnitudes en dessous de 5,5. Pour les experts de l'IPSN, la position du CEA s'explique par le fait que de façon générale, les magnitudes estimées par le LDG sont supérieures d'un demi-degré par rapport aux magnitudes estimées par les autres pays. De ce fait, les experts de l'IPSN estiment que l'hypothèse d'équivalence entre les deux échelles de magnitudes est sans effet dans le domaine de magnitudes des séismes de référence des centrales nucléaires françaises.

Finalement, lors de la dernière réunion du Groupe de travail, les experts d'EDF proposent une nouvelle rédaction complète de la section 2.4 qui explicite la logique de démonstration de la robustesse parasismique qu'ils comptent mettre en œuvre. Le texte est le suivant :

*2.4.1.1 La conception de l'installation doit être réalisée pour des sollicitations enveloppes de celles induites par les mouvements associés aux Séismes Majorés de Sécurité. Ce caractère enveloppe est établi au moyen d'une des modalités suivantes :*

- *vérification que le spectre de réponse retenu par l'exploitant pour la conception de son installation enveloppe les spectres de réponse associés au Séisme Majoré de Sécurité*
- *vérification que les sollicitations sismiques prises en compte dans la conception des structures, équipements et systèmes enveloppent celles induites par les mouvements sismiques associés au SMS*
- *dans le cas de SMS associés à des conditions sismiques de site particulières, en particulier dans le cas de séismes proches, appréciation de la nocivité des séismes considérés.*

*2.4.1.2 L'appréciation de la nocivité d'un séisme consiste à vérifier que, en dépit de dépassements des critères usuels de conception des structures, équipements et systèmes, ceux-ci restent en mesure de respecter leurs exigences fonctionnelles et qu'ainsi le séisme considéré ne nuit pas à la sûreté de l'installation. Elle s'appuie sur la prise en compte :*

- *des caractéristiques physiques des SMS tels que ceux décrits au §2.3.3 ou d'autres paramètres à définir par l'exploitant,*

- *des caractéristiques réelles de l'installation sur le site (conditions de sol, dispositions constructives ...)* »

La proposition de rédaction des experts d'EDF est une version remaniée de la proposition de procédure pour la démonstration de robustesse parasismique établie dans leur dossier bilan de l'année probatoire. Elle vise à établir une procédure de démonstration de la robustesse parasismique de ses installations qui soit variable et progressive en fonction des cas considérés et de la nocivité des mouvements sismiques considérés. Cette proposition a fait l'objet de discussions intenses, mais sans déboucher sur un accord. Le seul accord qui se dégage au sein de Groupe porte sur le maintien pour le dimensionnement de la référence aux spectres de réponse associés aux SMS et sur la prise en compte au cas par cas des autres indicateurs<sup>700</sup>. Dans l'avis des experts de l'IPSN, il est précisé que la section 2.4 de la RFS a été fortement discutée au cours de l'année probatoire et que les positions ne convergent pas. Les auteurs de l'avis proposent alors une nouvelle rédaction pour la section qui ne fait plus mention explicitement de bornes à la dérogation concernant les séismes proches, mais qui ne reprend pas pour autant la procédure d'EDF. La rédaction est la suivante :

*“ 2.4.1.1 Avant l'autorisation de création, il doit être vérifié que la conception de l'installation est réalisée pour des sollicitations sismiques enveloppes de celles induites par les mouvements associés aux Séismes Majorés de Sécurité. Ce caractère enveloppe est établi en fonction des paramètres décrivant les mouvements du sol associés aux SMS. Il sera effectué, pour un amortissement réduit de 5%, une comparaison entre les spectres retenus pour la conception de l'installation et les spectres de réponse associés aux Séismes Majorés de Sécurité. Il sera suffisant de vérifier que les spectres retenus pour la conception de l'installation enveloppent les spectres de réponse associés aux Séismes Majorés de Sécurité. Dans le cas contraire, en fonction des caractéristiques des séismes de référence déduits du 2.3.2, ce caractère enveloppe pourra être établi selon le type de site et d'ouvrage (typologie et régularité des structures, dispositions constructives) considéré, en fonction des paramètres décrits en 2.3.3. ”*<sup>701</sup>

La rédaction proposée par les experts de l'IPSN consacre toujours une place centrale à l'intercomparaison des spectres de dimensionnement et des spectres associés au SMS des sites dans la démonstration de robustesse. Toutefois, il est précisé que si les spectres SMS dépassent les spectres de dimensionnement, alors la démonstration pourra s'effectuer par d'autres moyens en fonction des cas particuliers. Par ailleurs, les membres du Groupe de travail s'accordent à préciser dans le texte de la RFS que la détermination des mouvements sismiques par l'application du texte s'intègre dans une démarche globale et que c'est de la prise en compte de l'ensemble des étapes de la démarche que découle la démonstration de robustesse<sup>702</sup>.

---

<sup>700</sup> Groupe de travail RFS, « Compte rendu de la réunion n°5 du lundi 18 septembre 2000 », 2000, p.6

<sup>701</sup> Avis IPSN, « Proposition de modification de la règle fondamentale de Sûreté I.2.c relative à la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations nucléaires de base en surface », Rapport DES N° 418, le 16 novembre 2000, p. 17

<sup>702</sup> Ibid.



Avant de conclure, l'avis des experts de l'IPSN propose une dernière section résumant les discussions ayant eu lieu pendant l'année probatoire sur les principes généraux de la RFS I.2.c, qui n'ont pas fait l'objet d'un traitement explicite autour d'études ou de notes techniques. Il s'agit d'une part de la question des incertitudes et des marges concernant l'évaluation de l'aléa sismique et, d'autre part, du caractère « déterministe » de la démarche proposée dans la nouvelle version de la RFS par rapport à la démarche « probabiliste » qui tend à s'imposer ailleurs dans le monde. En effet, à l'instar de la pratique antérieure, la méthodologie de la nouvelle version de la RFS I.2.c repose sur la logique de loi moyenne. Le spectre de dimensionnement EDF 0,2g qui sert de base au palier 900 MWe est issu de la moyenne de plusieurs spectres de séismes réels. Les coefficients de la formule Johnson, utilisés pour le calcul de spectre du rapport DSN 50 de 1974, sont des valeurs moyennes obtenues à partir de la base de données américaine de l'auteur. Dans la version de 1981 de la RFS, encore, les coefficients de la formule Johnson sont séparés par classe d'intensité, mais représentent toujours la valeur moyenne des données de la base. Dans la nouvelle version de la RFS, la logique est toujours similaire et les coefficients de la loi d'atténuation (ou GMPE) qui sert à déterminer les spectres de mouvements sont eux aussi des coefficients moyens obtenus à partir de la base de données. L'utilisation de valeur moyenne implique que pour chaque valeur de paramètre sélectionné, une partie importante de la base de données donne des résultats plus grands. Ainsi, on peut estimer que le spectre établi par les différentes méthodologies historiques françaises a de bonnes chances d'être dépassé par un enregistrement d'un séisme réel qui aurait les mêmes caractéristiques physiques (magnitude et profondeur notamment). Les questions d'incertitudes et de conservatismes des résultats ont toujours été présentes et l'équilibre de la démarche française repose sur la détermination de marges forfaitaires, en particulier le déplacement des épacentres historiques et la marge de +1 en intensité dans la définition des séismes majorés de sécurité, pour couvrir la variabilité du phénomène et les incertitudes quant à sa connaissance. Lors de l'édition de la première version de la RFS, la question du coefficient multiplicateur pour passer du spectre SMHV au spectre SMS a été l'objet de l'essentiel des débats. Les experts de l'IPSN voulaient alors imposer un facteur forfaitaire de valeur deux, tandis qu'EDF souhaitait un facteur modulable en fonction de l'intensité et des paramètres physiques des séismes de référence. Dans l'avis IPSN de 2000, les auteurs reviennent sur le rapport entre le spectre SMHV et le spectre SMS avec l'ancienne et la nouvelle RFS. Dans l'ancienne RFS, ce rapport était très variable, car il dépendait de la méthode utilisée pour passer du niveau SMHV au niveau SMS et dépendait fortement des classes d'intensité considérées. Dans la nouvelle RFS, ce rapport est à peu près équivalent pour tous les séismes au-delà de 1 Hz et est compris entre 1,9 à basse fréquence et 1,4 à haute fréquence. Pour les fréquences en dessous de 1 Hz, ce facteur peut atteindre la valeur de 4. Ces valeurs peuvent être considérées comme la marge dispensée par la prise en compte des séismes majorés de sécurité par rapport à un séisme maximum historiquement vraisemblable moyen. La nouvelle RFS apporte selon les auteurs, une diminution de la variabilité du rapport entre spectres SMHV et SMS ce qui est un gage de meilleure précision d'une part et surtout d'uniformité de la marge sur les différents sites.

Une autre façon de tenir compte des incertitudes dans la détermination des spectres de mouvements est de ne pas définir des spectres moyens, mais des spectres moyens ou médians plus un, deux ou trois écarts-types. Le principe est de déterminer des spectres qui enveloppent une grande partie des spectres réels pour des paramètres physiques donnés. Dès 1969, la pratique réglementaire américaine pour la construction de centrales nucléaires imposait par exemple l'utilisation de spectre médian plus un écart-type, qui couvre 84% des données pour un séisme donné. À titre de comparaison, les auteurs de l'avis IPSN ont calculé le spectre représentant la moyenne plus un écart-type ( $SMHV + 1\sigma$ ) d'un spectre d'un séisme de magnitude de surface 5,9, de profondeur 18 km sur un sol sédimentaire ( $VS_{30}$  comprise entre 300 et 800 m.s<sup>-1</sup>). Le rapport obtenu entre la valeur moyenne et la valeur moyenne augmentée de son écart-type est compris entre 1,9 à haute fréquence et 2,5 à basse fréquence. Les auteurs comparent ensuite les spectres correspondants au SMHV au SMHV plus un écart-type et au SMS. La conclusion tirée est que la marge apportée par la majoration apportée par la définition du SMS est inférieure à la variabilité et à l'incertitude entourant la détermination d'un spectre pour un séisme donné. Il est à noter toutefois que cette intercomparaison ne tient pas compte du déplacement des épicentres des séismes historiques, mais simplement de la majoration de 1 point d'intensité ou de 0,5 point de magnitude. Les auteurs de l'avis IPSN ne développent pas l'analyse de ces résultats, mais se contentent de dire qu'ils ont ajouté dans le texte de la RFS la référence au caractère moyen de la loi d'atténuation et ont ajouté sa définition au glossaire<sup>703</sup>.

Le dernier point abordé par les auteurs porte sur le caractère déterministe de la RFS par opposition à une démarche probabiliste. Schématiquement, on peut représenter ces deux démarches comme deux philosophies d'appréhension de la sûreté. L'approche de la RFS I.2.c est dite déterministe dans le sens où elle sélectionne quelques scénarios de séismes (magnitudes et distances) pour lesquels le mouvement sismique sur le site est calculé. La sûreté est obtenue par l'usage de marges forfaitaires qui servent à garantir que les événements réels futurs seront d'une ampleur inférieure à celles retenues dans la conception ou dans la démonstration de robustesse. L'approche probabiliste considère tous les scénarios possibles (tous les couples magnitude distance) et leurs probabilités d'occurrence associées et calcule ensuite la probabilité de dépassement de l'intensité (ou d'un paramètre du mouvement sismique tel que l'accélération) pour un niveau donné. La sûreté est alors obtenue en définissant un critère, un niveau de risque escompté défini par une probabilité (par exemple on utilise un mouvement sismique qui a une chance sur 10 000 de survenir et s'il survient, une chance sur 100 de conduire à l'accident). Les auteurs de l'avis précisent que la démarche déterministe intronisée dans la RFS de 1981 a été reconduite comme démarche de base dans sa nouvelle version :

*« Le rapport IPSN/DES n°348 du 24 septembre 1998 note que le Groupe de travail ayant préparé la version 1998 de la RFS I.2.c n'a pas retenu une approche probabiliste dans le cadre*

---

<sup>703</sup> Ibid., p. 85

*de la nouvelle règle, les expériences internationales récentes n'étant pas apparues probantes dans l'état actuel des connaissances scientifiques »<sup>704</sup>*

Les raisons de la reconduite de la démarche déterministe tiennent aux difficultés d'application de la méthode probabiliste. Cette dernière nécessite en effet une connaissance plus ample de la variabilité du phénomène. De ce fait, cette approche est réalisable dans les régions à forte sismicité, dans lesquelles les cycles sismiques sont observables à l'échelle du siècle. Ce qui n'est pas le cas dans le contexte sismologique français, et plus généralement dans les zones intraplaques, caractérisées par des cycles de sismicité de plusieurs dizaines de millénaires. Mais selon les auteurs de la note, il n'y a pas lieu d'opposer les deux démarches. Au contraire, ils les jugent complémentaires et estiment que des méthodes probabilistes peuvent être utilisées en complément de l'approche de la nouvelle RFS, au moins à titre informatif. Pour les agents de l'IPSN, les deux approches ont des avantages et des inconvénients. Ils présentent ainsi ceux de la démarche déterministe de la RFS :

*« Les principaux avantages des approches “ déterministes ” telles que la RFS I.2.c sont liés au fait que les règles d'application sont simples, qu'il est facile de vérifier (ou comparer) les différentes étapes de détermination de l'aléa et qu'il n'est pas nécessaire de définir de façon explicite un niveau de sûreté. Les principaux inconvénients d'une telle approche sont liés au fait que le niveau d'aléa n'est pas homogène d'un site à l'autre et que les utilisateurs pensent souvent que les niveaux retenus sont les niveaux maximums possibles »<sup>705</sup>*

Pour les experts de l'IPSN, la démarche de la RFS a l'avantage d'être facile d'usage et surtout facilement vérifiable. Par contre, elle a l'inconvénient de faire croire aux utilisateurs que le séisme majoré de sécurité correspond à un séisme maximal physiquement possible. Or, pour eux, le phénomène sismique est fondamentalement incertain et si le SMS est une façon pragmatique de se donner de bonnes chances de protections des centrales nucléaires, elle ne le couvre pas dans l'absolue de la menace sismique.

Il y a, à l'approche de l'examen par les Groupes permanents d'experts, une exacerbation des oppositions entre les experts de l'IPSN et d'EDF autour de la nature même du phénomène sismique et de la façon d'en tenir compte dans la robustesse parasismique. Depuis la version de 1981 de la RFS, EDF tend à mettre en avant la meilleure maîtrise de la menace sismique tandis que l'IPSN tend à mettre en exergue l'incertitude entourant son évaluation. Du fait de cette dichotomie, les impulsions des deux établissements dans la définition de la nouvelle règle vont en sens contraire. En poussant le trait, on pourrait présenter les deux positions opposées de la façon suivante :

- La volonté des experts d'EDF va vers une catégorisation affinée de l'aléa sismique et vers des modes d'intégration dans la démonstration de robustesse différenciés. Ils proposent une démarche variable, qui repose sur une exploration progressive de la nocivité « réelle » des mouvements sismiques à mesure que ceux-ci dépassent le niveau de référence utilisé à la conception des installations. Pour eux, les marges de sécurité prises à la conception

---

<sup>704</sup> Ibid., p.20

<sup>705</sup> Ibid., p.21

ont vocation à être consommées ou du moins à être testées durant la vie de l'installation. Ils séparent complètement les deux étapes de la vie de l'installation : la conception et l'exploitation. Lors de la phase d'exploitation, ce qui compte est d'évaluer la capacité de résistance effective des installations face à des aléas qui peuvent évoluer. Dans ce cas, toutes les marges prises à toutes les étapes de la conception peuvent être mises en exergue pour justifier de la bonne résistance d'un nouvel aléa qui serait plus fort que celui retenu à l'origine. Du fait de cette position, les nouvelles connaissances ou méthodologies peuvent être utilisées, mais l'utilisation de leurs résultats doit être encadrée. Les marges prises à la conception servaient en complément de l'état des connaissances. De ce fait, l'usage des nouvelles connaissances doit se faire sans marge, ni du côté de l'évaluation des mouvements sismiques ni de celui de l'évaluation du comportement de l'installation. En définitive, pour les experts d'EDF, la robustesse parasismique est maintenue *de facto* et il faut à l'inverse désormais démontrer la fragilité parasismique d'une installation pour la mettre en défaut.

- À l'opposé, les experts de l'IPSN mettent en exergue les incertitudes et préconisent une méthode englobante, intégrant des marges suffisantes et dont les résultats sont considérés uniformément par comparaison avec le spectre de dimensionnement. En mettant en avant l'importance des incertitudes, ils entendent sacraliser la marge théorique séparant les spectres SMS des spectres de dimensionnement. Pour eux, les marges ne doivent pas être consommées, car elles servent à couvrir l'incertitude radicale entourant le phénomène sismique. Les experts de l'IPSN ne distinguent pas, *a priori*, phase de conception et phase d'exploitation et les marges de sécurité doivent rester intactes. De ce fait, chaque compartiment contribuant à la robustesse parasismique doit conserver l'existence de marges et il n'est alors pas tolérable que des spectres SMS dépassent des spectres de dimensionnement. Les experts de l'IPSN essaient en permanence de mettre à l'épreuve l'existence des marges par l'utilisation de nouvelles méthodes et nouveaux savoirs. Toutefois, pour eux, il faut agir avec prudence et les innovations sont souvent assorties de la mention « à utiliser au cas par cas », pour ne pas leur donner de statut réglementaire contraignant. En effet, les résultats obtenus avec les nouvelles connaissances sont eux aussi très incertains et les experts de l'IPSN se montrent en général très méfiants quant à l'usage des innovations dans la démonstration de sûreté. L'utilisation d'annexes est également révélatrice d'une ouverture maîtrisée de la RFS vers les pratiques les plus récentes. En définitive, pour les experts de l'IPSN, la robustesse parasismique est une qualité jamais complètement acquise et il faut la redémontrer en permanence au regard de l'évolution des connaissances.

Cette dichotomie est au cœur de la réunion des Groupes permanents d'experts en novembre 2000 qui porte moins sur les dissensions techniques de la méthodologie de la RFS que sur cette opposition de principe quant aux rôles et à l'usage des nouveaux savoirs dans la démonstration de robustesse. Pourtant, l'avis des experts l'IPSN est accompagné du texte de la nouvelle RFS dans lequel est indiqué par des couleurs différentes les modifications par rapport au texte de 1998 qui font consensus au sein du Groupe de travail et d'une autre couleur (en rouge) les modifications qui ne font pas consensus. Ce code couleur a vocation à focaliser les débats sur les parties non consensuelles. Elles sont au nombre de quatre. Il s'agit de la valeur de calage en accélération du spectre minimal forfaitaire (0,06g pour les exploitants et 0,1g pour l'IPSN), la profondeur minimale de validité de la démarche (10 km pour les exploitants contre 7 km pour l'IPSN), la rédaction du texte de la section 2.4 et un dernier point non abordé jusqu'ici relatif à l'indication ou non des valeurs des coefficients

des deux formules de la méthode (les exploitants étant pour que les coefficients soient indiqués clairement dans la règle tandis que les experts de l'IPSN ne veulent pas arrêter de tels coefficients qui ont vocation à évoluer). Malgré ces indications des experts de l'IPSN sur les aspects conflictuels à régler pour pouvoir édicter la nouvelle règle, l'examen de la RFS par les Groupes permanents a traité de sujets beaucoup plus larges. C'est donc sous couvert de questionnements techniques que les positions antagonistes s'affrontent.

En pratique, la révision de la RFS pose des questions d'ensemble qui dépassent le cadre habituel du dialogue technique au cours duquel l'examen par le Groupe permanent vise à régler exclusivement des points non consensuels entre les experts des exploitants et de l'IPSN. Une intervention, qui eut lieu lors de la réunion du 16 novembre par l'un des membres du Groupe permanent réacteur et experts de l'IPSN, illustre bien la teneur particulière des débats de la réunion :

*« Je vais répondre au vice-président du Groupe permanent laboratoire et usine. Le rapporteur demande au Groupe permanent d'intervenir sur les points en rouge et le vice-président voudrait uniquement centrer le Groupe permanent sur ces points en rouge. Je dois dire que les points en rouge sont bien les seuls points finalement sur lesquels le Groupe permanent n'a aucune compétence pour dire quoi que ce soit. Si quelqu'un réussit à faire voter le Groupe permanent sur le point de savoir s'il faut 7 kilomètres ou 10, il est très fort ! Évidemment, c'est une façon de manipuler un groupe d'experts que de pointer des sujets précis sur lesquels il n'a aucune compétence pour éviter les points importants, sur lesquels certains membres peuvent avoir une certaine compétence parce qu'ils y ont réfléchi et qu'ils ont participé aux discussions »<sup>706</sup>*

Le président du Groupe permanent réacteur répond à cette interpellation qu'il est de tradition que les membres des Groupes permanents puissent soulever toute question relative aux textes examinés, mais que, cependant, il soit clair que la réunion restera focalisée sur les modifications de la version 1998 de la RFS 1.2.c. Suite à ces remarques préliminaires l'examen de la règle est cadencé par les propositions de modifications, bien que les discussions dérivent systématiquement vers des questionnements plus larges.

La première discussion porte sur l'intégration de la RFS dans une démarche globale de sûreté. En effet, les membres du Groupe de travail ont proposé consensuellement d'ajouter une phrase précisant que les mouvements sismiques définis par la présente règle s'intègrent dans une démarche de conception qui, dans ses différentes étapes, participe à la sûreté de l'installation. Cette phrase est issue d'une volonté des exploitants, et des experts d'EDF en particulier, de ne pas dissocier la détermination des mouvements sismiques de leurs conséquences. Toutefois, ce qui est mis derrière cette notion diverge entre les experts de l'IPSN et d'EDF notamment. Pour ces derniers, démarche globale signifie que la détermination des mouvements sismiques est une étape intégrée dans une chaîne et que c'est la chaîne prise dans son ensemble qui doit être robuste et non pas les chaînons pris

---

<sup>706</sup> Minutes de la réunion des Groupes permanents d'experts du 16 novembre 2000 concernant l'examen du texte de la nouvelle RFS 1.2.c., p.44

individuellement. Factuellement, cela se traduit par le fait que si un spectre SMS dépasse un spectre de dimensionnement, ce dépassement pourrait être compensé ailleurs, par des marges disponibles sur un autre chaînon. Pour les experts de l'IPSN, le sens donné à la notion de démarche globale est complètement différent. Il s'agit en fait de stipuler que cette RFS ne traite qu'une partie de la problématique sismique. En pratique, cette notion est employée pour signifier l'existence d'une deuxième RFS, la RFS V.2.g. de 1985, qui porte sur les méthodes de calculs permettant la transformation des mouvements sismiques en sollicitations pour le dimensionnement. Cette ambiguïté de la notion de démarche globale est l'objet de discussions lors de la réunion des Groupes permanents. Pour certains, démarche globale signifie que des insuffisances à un endroit peuvent être couvertes ailleurs, comme le relève un membre du Groupe permanent réacteur :

*« Par exemple, si le séisme est traité de façon réaliste pour employer des mots que connaît le Groupe permanent, on se rattrapera avec la V.2.g en ayant une démarche plus conservatoire. Ce n'est pas une démarche que j'accepte du point de vue conception »<sup>707</sup>*

Pour d'autres, démarche globale signifie que chaque point doit être conservatoire pour arriver *in fine* à une conception qui présente des marges de sécurité. Il ajoute que c'est cette seule appréciation qui est valable à son sens. Il donne l'exemple suivant :

*« Au Groupe permanent réacteur, concernant la création d'installations, des gens sont venus nous expliquer que le SMS dépassait largement le séisme de dimensionnement, mais que tout allait bien tout de même parce que, derrière, des mécaniciens [sous-entendu ingénieurs en génie mécanique] prenaient des marges énormes. C'est d'ailleurs curieux, ce sont toujours ceux qui ne connaissent pas le sujet suivant qui disent que ce sont les mécaniciens derrière qui prennent des marges, alors qu'ils ne savent pas comment les mécaniciens travaillent. Je tiens à attirer l'attention sur le fait que « démarche globale » ne signifie pas qu'il faut se reposer sur les collègues pour prendre des marges à la conception. Nous verrons comment ils ont déterminé leur spectre et si, effectivement, il y a quelque chose à dire sur le sujet »<sup>708</sup>*

Après cette intervention, le président du Groupe permanent réacteur résume les différentes positions en disant que, concernant la démarche globale, il résulte bien de toutes les interventions qu'il ne s'agit pas de laisser une lacune quelque part pour la combler par un conservatisme ailleurs. De ce fait, il propose de supprimer cette référence à la démarche globale dans la règle ce qui ne soulève aucune objection dans l'assemblée. Cet échange sur la signification de la démarche globale se reportait surtout à la conception d'installations nouvelles. Or, l'enjeu de la mention de la démarche globale concernait aussi, et surtout pour EDF, la réévaluation de sûreté des installations existantes. Lorsque la question est soulevée par un membre du Groupe permanent affilié à EDF, le vice-président prend la parole et exprime la position suivante :

---

<sup>707</sup> Ibid., p.10

<sup>708</sup> Ibid., p.11

*« Je voulais intervenir sur le problème de l'application éventuelle de la RFS aux installations existantes. Je rappelle que la démarche générale de l'évaluation de sûreté consiste à comparer l'état d'une installation aux règles exigibles pour les nouvelles installations. Ces dernières règles, si on adopte la présente RFS, exigent sans ambiguïté la comparaison au SMS et non au SMHV. Je parle de la comparaison, pas d'exigence de tenue. Quelles sont les exigences de tenue ? Cela dépend de cas particuliers. Dans certains de ces cas particuliers, on a concédé que la tenue au SMHV était suffisante, mais la démarche de départ, c'est la comparaison au SMS. Si ça ne tient pas au SMS, on réfléchit »<sup>709</sup>*

S'il est clair désormais que les SMS doivent être pris en compte dans la démarche de réévaluation de sûreté, ils ne suffisent pas pour mettre à mal la démonstration de robustesse parasismique d'une installation dans son ensemble. Par contre, un dépassement du spectre de dimensionnement par un spectre SMS est nécessairement une alerte qui oblige à examiner la situation particulière plus en détail. Si cette position, qui a fait l'objet de discussions en 1998, ne soulève pas d'objection, la question de l'incidence de la nouvelle RFS sur les réexamens de sûreté est discutée à deux autres endroits. Tout d'abord celui de la définition de la valeur limite de validité de la loi d'atténuation, 7 ou 10 km. Comme il a été mis en exergue auparavant, ce changement de limite a un impact potentiellement très important sur la réévaluation des aléas sismiques pour les centrales électronucléaires d'EDF. Les experts d'EDF proposent 10 km comme une valeur raisonnable d'un point de vue scientifique comme industriel. D'une part, ils estiment que la base de données qui sous-tend la loi d'atténuation est insuffisamment riche pour être fiable en dessous de cette limite et que, par ailleurs, les séismes proches sont moins dommageables du fait de leur spécificité. D'autre part, utiliser 10 km plutôt que 7 km à l'avantage de réduire les efforts sismiques de 25 %<sup>710</sup>. Ils estiment alors qu'il n'y a pas de raison scientifique robuste pour choisir 7 plutôt que 10, mais qu'il y a un véritable intérêt industriel à choisir cette deuxième valeur. L'argumentaire d'EDF ne passe pas auprès des experts de l'IPSN. L'un d'entre eux estime en particulier que les 25% d'augmentation des efforts mis en avant par les experts d'EDF ne sont pas significatifs, qu'ils seront vraisemblablement couverts par le séisme de dimensionnement et que, par ailleurs, cela se situe dans l'ordre de grandeur des incertitudes avec lesquelles composent les ingénieurs de conception. Un expert d'EDF rétorque alors que l'enjeu peut paraître faible, mais que multiplié par le nombre de sites impactés, cela pourrait avoir un impact plus important qu'il ne le pense. Le dialogue suivant illustre cette opposition :

*« IPSN : Si cette différence conduit seulement à 25 % sur les efforts, sachant par ailleurs qu'autour de cela il y aura un séisme de dimensionnement dont on parlera dans une autre RFS, tous les mécaniciens qui sont ici, quand ils calculent le séisme, ne savent pas bien ce qu'ils calculent à 25 % près, je ne sais pas si cela a une influence fondamentale.*

*EDF : Plusieurs sites sont concernés par cette évolution de 7 à 10 km.*

*IPSN : Peut-être qu'à 25 % près il faudrait arrêter les installations en question.*

*EDF : Il s'agit aussi de spectres dans les hautes fréquences...*

---

<sup>709</sup> Ibid., p.32

<sup>710</sup> Ibid., p.57

IPSN : *Si vous êtes à 25 % près, il faudrait arrêter les installations »<sup>711</sup>*

La suite de la discussion revient sur la justification scientifique d'une position plutôt que l'autre. La question est de savoir si le phénomène de saturation de l'accélération en dessous d'une certaine distance est réel, observable et s'il faut donc le prendre en compte. À une question posée par un membre du Groupe permanent réacteur, un représentant du BERSSIN précise que cette saturation a bien été observée sur des séismes réels, mais uniquement de très gros séismes, de fortes magnitudes et que la base de données actuellement utilisée par l'IPSN s'est largement enrichie, y compris pour les séismes relativement proches (moins de 20 km) et que, pour ces données-là, ce phénomène n'a pas été observé. Toutefois, le représentant du BERSSIN précise que les données sur les séismes très proches (moins de 10km) sont encore trop peu nombreuses pour établir avec certitude l'absence de saturation de l'accélération entre 10 et 7km. Pour les membres des Groupes permanents, essayer d'argumenter sur 7 ou 10 km sur un modèle physique ou une analyse scientifique leur semble vraiment arbitraire. Un des membres s'élève ainsi :

*« On n'a pas de données, mais on essaie de jouer sur un 7 ou 10 km. L'IPSN cherche à maximiser et l'exploitant essaie de jouer de l'autre côté, c'est évident. À part cela, je n'ai pas d'idée pour dire s'il faut prendre 7 ou 10 »<sup>712</sup>*

À cette remarque, Jacques Betbeder-Matibet, désormais retraité d'EDF et acteur historique, mais toujours membre du Groupe permanent d'experts Laboratoire et usine, s'exprime sur le fait qu'il n'y a en fin de compte aucun moyen de trancher scientifiquement entre les deux valeurs et qu'il faut prendre cette décision sur d'autres critères, ouvrant ainsi la porte à la position des experts d'EDF qui intègrent des enjeux industriels. Mais deux représentants de l'IPSN s'élèvent contre cette position pour préciser qu'en l'absence d'argumentation scientifique, c'est la position la plus conservatrice qui doit être prise et en l'occurrence, 7km.

*« BETBEDER-MATIBET : Il faut être conscient qu'en cette matière, 7 km égalent 10 km. Les appréciations de profondeur, en particulier pour des séismes petits et avec des sources de taille assez limitée, à moins d'avoir la chance de disposer de sismographes à proximité et de mesures extrêmement précises, c'est l'ordre de grandeur des incertitudes. Le débat ne me paraît pas pouvoir être tranché par des voix uniquement techniques et scientifiques. Bien sûr, nous souhaitons améliorer les modèles, mais au stade actuel, il faut avoir l'honnêteté intellectuelle de dire qu'on ne sait pas. À mon avis, c'est une décision de nature philosophique. 10 km étant un chiffre rond, cela a l'avantage de montrer que c'est forfaitaire. 7 km a un aspect un peu scientifique. Cela dit, nous pouvons argumenter dans les deux sens. Il ne faut pas s'illusionner. Il y a un effet de saturation qui se manifeste sans doute pour des magnitudes plus importantes. Je ne peux pas vous en dire plus, mais je vous mets en garde contre la tentation de vouloir creuser à tout prix les données.*

*IPSN : Dans ces conditions, il faut prendre la valeur la plus conservatrice, voire pénalisante.*

*BETBEDER-MATIBET : 25 % dans ce domaine, ce n'est pas...*

*IPSN : Si cela ne fait rien, on prend la plus conservatrice.*

<sup>711</sup> Ibid., p.59-60

<sup>712</sup>



BETBEDER-MATIBET : *Sauf qu'on va l'appliquer à des installations existantes. Pour dimensionner du neuf, cela ne posera pas de grands problèmes. Le problème se posera pour les installations existantes qui seront encore plus pénalisées, pour des raisons qui ne sont pas très profondes au point de vue sûreté, parce que ce sont des séismes petits. Bien que M. X [représentant de l'IPSN] fasse la police auprès des personnes qui veulent mélanger les choses, je n'aurais peut-être pas appris grand-chose dans ma carrière, mais au moins cela, les petits séismes sont moins importants que les gros ! (Rires) »<sup>713</sup>*

Jacques Betbeder-Matibet tente de faire valoir les inconvénients qu'il y a à choisir la valeur 7 plutôt que 10 km, dans le cadre des réexamens de sûreté des centrales existantes. Pour lui, cela compliquerait inutilement la démonstration de sûreté si on tient compte du fait, avéré pour les experts d'EDF, mais pas pour ceux de l'IPSN, que les séismes faibles sont beaucoup moins nocifs. Malgré ces tentatives, le président du Groupe permanent conclut la discussion en retenant la position la plus conservatrice, soit la distance de sept kilomètres comme distance minimale.

Le deuxième sujet sur laquelle se joue la maintenance de la démonstration de la robustesse parasismique des installations existantes est la rédaction de la section 2.4 relative à l'usage des mouvements sismiques. Cette section aborde trois aspects :

- la prise en compte d'un spectre minimum forfaitaire ;
- un paragraphe inchangé par rapport à la version de 1998 précisant que l'évolution des données et des méthodes peut conduire à des réévaluations des SMHV et que dans ce cas l'administration se réserve le droit de demander des études complémentaires (notamment concernant la vérification des marges disponibles et la mise en place de dispositifs supplémentaires) ;
- La possibilité de démontrer la robustesse par d'autres moyens que par l'intercomparaison des spectres de dimensionnement et des spectres SMS dans certains cas, notamment dans celui des séismes proches.

Concernant le premier point, il est à noter que les membres des Groupes permanents donnent raison à la position des experts de l'IPSN de prendre 0,1g plutôt que 0,06g comme accélération de référence pour l'étalonnage du spectre au motif que cette valeur est en adéquation avec les recommandations internationales. De plus, les membres du Groupe permanent estiment que, s'agissant d'un spectre forfaitaire, il est opportun de proposer directement une forme à ce spectre. Position qui est retenue dans la version finale. Si l'utilisation de ce spectre à la conception fait l'unanimité, son utilisation dans le cas des réexamens de sûreté pose question. Un débat s'installe alors pour bien limiter l'utilisation de ce spectre à la conception des installations et non leur réexamen :

*« EDF : Qu'en est-il de ma suggestion : "pour la conception initiale, le séisme minimal".*

*Vice-Président du Groupe permanent réacteur : Je la trouve pléonastique !*

*EDF : Non ! Parce qu'après il y a le 2.4.2 où on dit qu'on peut utiliser la RFS pour les réexamens de sûreté.*

---

<sup>713</sup> Ibid., p.61-62

*Vice-Président du Groupe permanent : Pour le dimensionnement de l'installation. Ce n'est pas une conception initiale, mais ce n'est pas une conception non plus.*

*EDF : Alors "pour le dimensionnement".*

*IPSN : De quoi avez-vous peur ?*

*EDF : D'un réexamen systématique.*

*IPSN : On peut mettre "dimensionnement initial".*

*Président du Groupe permanent réacteur : Pas dimensionnement initial, c'est un pléonasme.*

*Sinon c'est la réévaluation.*

*EDF : Exactement.*

*IPSN : Supposons que vous mettiez 0,06 g. Celui qui va calculer les séismes va dire : je ne vérifie même pas, je ne fais rien. Tandis que si vous mettez 0,1 g, ça l'oblige un peu à regarder.*

*EDF : C'est bien ce qui nous gêne.*

*Président du Groupe permanent réacteur : Ne discutons plus, parlons de "dimensionnement" »<sup>714</sup>*

Il y a un enjeu très fort autour de l'utilisation ou non du spectre minimal forfaitaire pour la conception ou pour la conception et les réexamens de sûreté. Effectivement, le projet de carte sismotectonique de France a permis de préciser l'aléa sismique du territoire métropolitain et d'identifier certaines zones particulièrement peu sismiques. Sur ces zones, des centrales ont pu être réalisées en diminuant très fortement le spectre de mouvements du sol dans le dimensionnement par rapport au spectre du standard. C'est le cas notamment de la centrale de Nogent-sur-Seine qui a un spectre de dimensionnement NRC calé à 0,1g et qui est dépassé par le spectre minimal forfaitaire à haute fréquence. Établir un spectre minimal forfaitaire à 0,1g de façon rétroactive compromettrait la conviction dans la robustesse parasismique de cette centrale de façon pratiquement irrémédiable.

Concernant le deuxième point, qui n'a pas fait l'objet de discussion dans le groupe de travail, un membre du Groupe permanent relève que c'est un paragraphe très similaire à celui de la RFS originelle de 1981 qui a été utilisé par les experts d'EDF pour justifier leur positionnement de ne pas tenir compte de SMS réévalués dans les réexamens de sûreté<sup>715</sup>. En fin de compte, le paragraphe n'est pas supprimé, par contre la référence au SMHV est remplacée par une référence plus générale aux « mouvements sismiques » enlevant l'ambiguïté de la formulation et la possibilité de justifier la prise en compte des SMHV seules dans les réexamens de sûreté.

Le troisième aspect de la section 2.4 concerne la possibilité laissée à l'exploitant de démontrer la robustesse par d'autres moyens que par l'intercomparaison des spectres SMS et de dimensionnement. En effet, la nouvelle version de la RFS propose l'utilisation d'autres indicateurs de nocivité des séismes, notamment pour les séismes proches de faible magnitude qui dépassent souvent le spectre de dimensionnement en hautes fréquences, mais dont la nocivité est mise en doute. Lorsqu'un membre du Groupe permanent propose de supprimer ce paragraphe, un expert de l'IPSN précise qu'il a vocation à être employé principalement

---

<sup>714</sup> Ibid., p.77-78

<sup>715</sup> Ibid., p.86

dans le cadre des réexamens de sûreté, quand le spectre de dimensionnement sera dépassé. Un expert d'EDF insiste alors sur la nécessité de conserver une telle échappatoire<sup>716</sup>.

La raison d'être de la section 2.4 est de faire le lien avec les enjeux industriels concrets liés au réexamen de sûreté des installations existantes. En fait, les membres des Groupes permanents estiment que le spectre de mouvement est un bon outil pour la conception des ouvrages, car il représente sur une même figure l'ensemble des sollicitations sismiques à prendre en compte dans le dimensionnement des différents éléments. Par contre, il convient beaucoup moins pour évaluer la nocivité des séismes. Pour un représentant d'Areva, l'accélération comme paramètre du mouvement du sol est essentielle pour dimensionner des installations, mais est un mauvais indicateur de nocivité sur des installations déjà existantes. Selon lui, pour occasionner des dommages sur une structure, il faut la déplacer. Ce sont donc les déplacements, leur ampleur et leur répétition qui occasionnent l'essentiel des dommages lors de séismes et non pas seulement l'énergie sismique transmise par l'accélération. Cet aspect explique en grande partie, selon Jacques Betbeder-Matibet, pourquoi les séismes proches sont des faux problèmes, car ils sont riches en accélérations, mais de durée très courte et très faible en déplacement. Ces deux positions sont exprimées de la façon suivante :

*« AREVA : Le vrai paramètre d'endommagement, c'est un déplacement. On retrouve un des conflits classiques de nos méthodes de dimensionnement d'ingénieurs : nous avons tous besoin d'accélérations pour dimensionner quelque chose. Dans le séisme, pour réussir à endommager une structure, il faut la déplacer. Pour déformer, il faut déplacer. Le vrai paramètre endommagement, c'est le déplacement qu'est capable d'imposer le séisme.*

*BETBEDER-MATIBET : Le déplacement est important, mais également le nombre de cycles de déplacement. Le spectre est un très mauvais indicateur de la durée, notamment du nombre de cycles. Or, dans les courbes qui nous sont présentées là, le séisme relativement lointain, a priori, a un certain nombre de cycles dans la zone de basses fréquences, la zone qui contrôle les déplacements. Elle doit avoir un nombre de cycles plus important que le premier. Cela peut expliquer les différences d'endommagement. Le spectre est un outil de dimensionnement, pas un outil de diagnostic de comportement et de marque par rapport à la ruine. Il faut que vous reteniez cela. Le spectre est un outil de dimensionnement, le spectre est une propriété linéaire, donc on fait un calcul linéaire et on fait du bon dimensionnement avec cela. Vouloir apprécier des possibilités d'endommagement de signaux à partir de leur spectre uniquement ne donne pas de bons résultats. Il nous faut donc des paramètres supplémentaires. De mon point de vue, cette partie de la RFS aura peu d'incidence pour les dimensionnements d'installations neuves. Elle sera importante pour le diagnostic d'installations existantes. Quand il s'agira d'apprécier des marges par rapport à la ruine, il faudra compléter la définition du spectre par des définitions plus physiques en termes d'accélérogrammes, de durée et de nombre de cycles »<sup>717</sup>*

Lors de la réunion des Groupes permanents de novembre 2000, il semble qu'un accord général émerge sur le fait que le spectre de réponse est un indicateur très utile pour le dimensionnement, mais insuffisant pour tenir compte de la nocivité des séismes. Ce que

---

<sup>716</sup>Ibid., p.81

<sup>717</sup> Ibid., p.67

montre cet épisode de la mise à jour de la règle fondamentale de sûreté I.2.c c'est la difficulté à considérer la sûreté nucléaire sous un angle différent de celui de la conception. Cela tient évidemment au fait que de nouvelles installations sont toujours à concevoir. Toutefois, il est remarquable de voir la difficulté qu'il y a à sortir du cadre et des outils développés pour concevoir les centrales nucléaires. Pour certains membres du Groupe permanent, cela ne pose pas de difficulté majeure étant donné que la maintenance de la démonstration repose justement sur le fait de comparer des installations existantes avec des installations équivalentes telles qu'elles seraient si elles étaient conçues avec les règles à jour. Le cas des séismes proches montre toutefois une limite de ce mode de fonctionnement. En effet, selon ce principe de maintenance, les petits séismes sont plus de nature à remettre en cause la démonstration de robustesse que les gros, ce qui est un argument difficilement défendable selon certains. C'est pour cette raison qu'EDF prône un changement de logique ; le passage de la logique de conception à la logique de maintenance. Dans cette dernière, il n'est plus question de réévaluer et de comparer les bases de conception d'origine avec les bases de conception moderne, mais d'évaluer directement l'incidence des nouveaux savoirs sur une installation de façon le plus réaliste possible. Cela oblige à tenir compte d'une part, de l'état réel des installations concernées et d'autre part de développer des modes d'exploration du comportement sous séismes des centrales nucléaires beaucoup plus poussés. Le problème fondamental de cette évolution pour les membres de l'IPSN est qu'elle fait fi de toutes les marges de sécurité. Puisqu'il s'agit d'être réaliste dans les réexamens de sûreté, il faut calculer au plus juste et à la limite, les marges deviennent des obstacles à ce réalisme. Mais pour les agents de l'IPSN, ne plus tenir compte des marges revient à ne plus tenir compte des incertitudes présentes à chaque étape de l'évaluation des mouvements sismiques à la capacité de demeurer fonctionnelles des systèmes de sauvegarde des centrales nucléaires.

La question du passage de la conception à la maintenance de la robustesse parasismique n'est pas l'objet de la mise à jour de la RFS I.2.c. Cette dernière a vocation à tenir compte de l'évolution des connaissances dans la méthodologie de détermination des mouvements sismiques pour un site nucléaire quelconque. Pourtant, ce qui a été vu c'est que ce processus de mise à jour est en réalité imprégné de ce débat de fond et que chaque décision est sustentée par cette dichotomie entre conception et maintenance. Le Groupe permanent comme instance de décision a fait pencher la balance pratiquement systématiquement du côté des experts de l'IPSN. En effet, la réunion du 16 novembre a découlé sur la décision de prendre 7km plutôt que 10km comme limite pour les séismes proches, de prendre 0,1g plutôt que 0,06g pour le niveau minimal, de ne pas inscrire les coefficients dans la règle, même si cela n'a pas été abordé ici et le maintien d'une rédaction de la section 2.4 qui donne toute sa place à l'intercomparaison des spectres dans les réexamens de sûreté. Malgré ces décisions, la volonté des experts d'EDF d'acter le passage d'une phase de conception à une phase de maintenance de la robustesse de son parc électronucléaire n'est pas entachée et le deuxième réexamen de sûreté du palier 900 MWe qui est en gestation va le démontrer.

# Chapitre 7 : Schisme au sein de l'arène subpolitique et émergence d'une régulation tripartite

*« Focusing attention on the decision-making processes around maintenance reveals the variegated outcomes of this work and how it maintains not only the material but also social order »  
(Barnes, 2016, p. 1)*

Ce chapitre porte sur l'usage de la nouvelle chaîne de transformations, intronisée dans la nouvelle version de la Règle fondamentale de sûreté, dans la pratique de maintenance. Alors qu'un certain accord a été trouvé sur l'impact de la nouvelle RFS dans le processus de réexamen de sûreté au moment de son examen par les deux Groupes permanents d'experts, l'interprétation de la règle dans le processus de réexamen de sûreté des paliers 900 MWe et 1300 MWe a largement remis en cause les accords passés. Dans un premier temps, ce sont les experts d'EDF qui tiennent le premier rôle : ils essaient de faire valoir, dans le cadrage des deuxièmes réexamens de sûreté du palier standardisé 900 MWe, leur nouveau statut d'acteur économique pour tenter, à nouveau, d'imposer leur vision de la maintenance de la robustesse malgré l'opposition des experts de l'IPSN et le Groupe permanent d'experts. Dans un second temps, il est question de voir comment les experts d'EDF tentent de faire passer en force leur vision de la maintenance en faisant valoir une nouvelle interprétation de la Règle fondamentale de sûreté. Face à l'opposition forte des experts de l'IPSN et l'intransigeance de leurs homologues d'EDF, la situation se rigidifie et appelle l'intervention d'un troisième acteur, l'Autorité de sûreté nucléaire. Enfin vient le dénouement au cours duquel deux visions fondamentalement différentes de la maintenance se sont opposées. Ce dénouement vise à faire tenir une situation bancal par deux actions : désolidariser la question sismique du reste de l'activité de maintenance et préparer le futur.

## 7.1. Quand EDF tente d'imposer sa logique de maintenance

Au tournant des années 2000, l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire effectue une seconde mue, après celles de 1970-1974. Comme l'a montré Michaël Mangeon, dans les années 1990 le régime de régulation du risque nucléaire français a évolué d'un modèle d'hybride<sup>718</sup> à un modèle plus standardisé de régime fondé sur l'auditabilité (Mangeon, 2018). L'IRSN est en effet créé en 2002 à partir du regroupement de l'IPSN et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) et possède désormais un statut d'établissement public à intérêt commercial, devenant de la sorte totalement indépendante du CEA. Pour l'historien Cyrille Foasso, il s'agit d'une véritable période de rupture :

*« On peut ici parler de rupture, car pour la première fois depuis les débuts de l'énergie nucléaire en France, l'organisme d'experts est structurellement détaché du Commissariat à l'Énergie atomique »* (Foasso, 2003, p. 642)

L'organe administratif de sûreté, passé de service à direction en 1991, devient une direction générale en 2002 puis une autorité administrative indépendante en 2006. Progressivement, entre 1996 et 2004, le marché de l'électricité en France se dérégule et se libéralise sous l'influence des directives européennes (Reverdy, 2014). Ce processus se concrétise par le changement de statut l'exploitant. EDF devient en 2004 une Société Anonyme et est introduite en bourse en 2005. Enfin, AREVA est créée en 2001 à partir de la COGEMA, de Framatome et de CEA Industrie. De plus, l'industrie nucléaire entre dans une phase de transition qui oblige à penser à l'avenir. En effet, la durée de vie des réacteurs nucléaires étant à l'origine prévue pour 40 ans, cela implique que les premiers réacteurs du parc atteindront cet âge à la fin des années 2010 et que le deuxième réexamen de sûreté du palier 900 MWe conditionnant les troisièmes visites décennales pourrait bien être le dernier. Pour faire face à cette fin de vie des plus vieux réacteurs désormais présente dans l'horizon des industriels et préparer le renouvellement, la politique envisagée combine la construction de nouveaux réacteurs et le prolongement de la durée de vie de certains des réacteurs en fonctionnement. Ce contexte induit de nouvelles exigences dans le réexamen de sûreté : l'évaluation du vieillissement des installations dans le cadre de leur possible prolongation au-delà de la durée de vie initialement prévue ; tenir compte des exigences de sûreté liées aux futurs réacteurs.

Dans ce contexte, une opposition nette émerge entre les experts d'EDF et de l'IRSN sur le cadrage du réexamen. Pour ces derniers, suivant la logique qui a prévalu lors du précédent réexamen, il est question de fonder l'évaluation de sûreté sur la comparaison avec les réacteurs plus récents. Lors du premier réexamen du palier 900 MWe, c'est le palier

---

<sup>718</sup> Par « hybride », Mangeon entend soulever le fait que le modèle traditionnel, qu'il qualifie par la formule « raisonnable souplesse » n'est pas abandonné au profit d'un régime fondé sur l'auditabilité, mais qu'il y a un processus d'hybridation entre les deux régimes dans la période 1985-2010.

1300 MWe et, dans une moindre mesure le palier 1450 MWe, qui ont été pris comme point de comparaison. Dorénavant, les experts de l'IRSN entendent soumettre à la comparaison les plus anciens réacteurs au nouveau projet *European Pressurized Reactor* (EPR) qui est en phase de projet depuis le début des années 1990 avec les homologues européens de Framatome et de l'IRSN et en particulier les homologues allemands (Dänzer-Kantof & Torres, 2013), et dont les exigences de sûreté ont été validées par le Groupe permanent réacteur en l'an 2000. À l'opposé, les experts d'EDF entendent faire valoir leur nouveau statut d'industriel soumis aux lois du marché et premier responsable de la sûreté de ses installations. Leur objectif pour le deuxième réexamen est de minimiser l'ampleur des modifications à apporter à son parc de réacteur pour obtenir une meilleure rentabilité de son parc, et ce pour gagner en compétitivité du prix de son énergie par rapport à la concurrence nucléaire ou non. En définitive, les experts d'EDF proposent de différencier les deuxièmes réexamens de sûreté des premiers par une proposition de version allégée du réexamen de sûreté qui repose plus sur le maintien que sur l'amélioration de la sûreté.

La prise en compte de la thématique robustesse parasismique dans le cadre du réexamen de sûreté du palier 900 MWe a fait l'objet d'une demande particulière de l'autorité de sûreté. Celle-ci intime à l'exploitant de vérifier la robustesse parasismique de ses installations par l'application de la nouvelle RFS, publiée en 2001 et qui s'appelle dorénavant RFS 2001-01. La demande est exprimée dans un courrier du 4 septembre 2001 qui précise que la réévaluation sismique sera menée sur la base des spectres associés au SMS, calculés selon la RFS 2001-01, et portera sur les critères et méthodes utilisés pour le dimensionnement au séisme, afin de les comparer aux nouvelles normes en vigueur et d'évaluer la conséquence des écarts sur la sûreté des réacteurs<sup>719</sup>. Ainsi la demande de l'autorité de sûreté ne fait pas de distinction a priori entre la robustesse de conception et la maintenance de la robustesse. Elle acte la vision défendue par les experts de l'IPSN en demandant une reconception théorique des installations pour évaluer les écarts entre l'existant et une vision théorique actualisée et idéalisée de l'existant. Néanmoins, la demande de l'autorité de sûreté précise le type d'étude attendu, mais pas le périmètre des vérifications. Les experts d'EDF vont alors se saisir de ce flou pour tenter d'imposer, malgré la demande de l'autorité de sûreté, leur vision de la maintenance.

La proposition de cadrage des experts d'EDF tient compte de leur interprétation propre de la RFS et particulièrement du paragraphe qui stipule que des vérifications sont à mener quand le spectre de dimensionnement est dépassé par le spectre SMS du site. L'interprétation faite par les experts d'EDF est qu'ils doivent vérifier la tenue des équipements et des bâtiments impactés par le dépassement du spectre de dimensionnement. De ce fait, ils proposent une démarche singularisée par site, en tenant compte du niveau et de la gamme de fréquences où sont observés les dépassements. Cinq sites sur neuf sont visés par de tels

---

<sup>719</sup> IRSN, « Orientations à retenir pour le réexamen de sûreté des tranches de 900 MWe associées aux troisièmes visites décennales », Rapport DES n°571, 2003, Chapitre 1, p.55

dépassements. Il s'agit des sites de Bugey, Gravelines, Chinon, Tricastin et Dampierre. Ces dépassements s'observent pratiquement exclusivement dans une gamme de fréquence relativement haute (supérieur à 5 Hz) et de ce fait, certains bâtiments et les équipements qu'ils contiennent sont particulièrement touchés. Il s'agit des bâtiments électriques et d'exploitation ainsi que des locaux électriques pour le palier standardisé 900 MWe et des bâtiments électriques et des bâtiments périphériques pour Fessenheim et Bugey.

Par ailleurs, les experts d'EDF estiment que les dépassements sur le site de Bugey sont relativement limités (de l'ordre de 15% au-delà de 9 Hz) et ne sont donc pas susceptibles de mettre en cause le dimensionnement. De même, bien que le spectre SMS du site de Tricastin dépasse le spectre de dimensionnement, il est enveloppé par le spectre DSN 0,3g et le spectre NUREG 0,3g qui ont servi de base à des études de vérification de robustesse. Pour les autres sites, EDF estime que le site de Chinon est le plus défavorable et qu'il peut en conséquence être le seul à faire l'objet d'une étude détaillée<sup>720</sup>.

Pour le site de Dampierre, le spectre SMS réévalué dépasse seulement le spectre de dimensionnement retenu pour les ouvrages spécifiques du site (prise d'eau, radier, etc.) et fera l'objet d'une étude spécifique. Les bâtiments électriques sont jugés, de longue date, comme particulièrement sensibles aux spectres en hautes fréquences. Pour cette raison, une étude particulière pour tous les sites est proposée par EDF. Il est précisé que pour les sites de Fessenheim, Bugey et Chinon, les spectres SMS des sites seront utilisés. Pour les autres sites, c'est le spectre SMS du site du Tricastin, considéré comme enveloppe des SMS des autres sites, qui est utilisé. Ainsi, les experts d'EDF proposent quatre études : une justifiant la tenue des bâtiments électriques du palier 900 MWe à partir du cas de Tricastin et trois études pour les trois autres sites. Le fait que Chinon soit considéré à part tient en particulier au fait qu'il repose sur un sol très dur, hors standard du palier et qui a pour conséquence de peu filtrer les hautes fréquences et d'être donc plus pénalisant de ce fait.

En outre, les experts d'EDF proposent une deuxième série d'études qui font suite au premier réexamen de sûreté et qui s'inscrivent dans la logique « séisme évènement ». Ils proposent, en effet, de poursuivre l'étude séisme évènement en considérant le risque d'agression d'un bâtiment non dimensionné au séisme sur un bâtiment important pour la sûreté. En particulier, le rôle de la salle des machines comme agresseur potentiel des bâtiments qui l'entourent sera l'objet d'une étude particulière pour chaque sous-palier technologique<sup>721</sup>. Par exemple, sur le sous-palier correspondant au premier Contrat pluriannuel de 1974 (CP1), la salle des machines, non dimensionnée au SMS, peut se transformer en agresseur pour le bâtiment électrique, le bâtiment d'exploitation, les locaux électriques intertranches et le bâtiment des moteurs diesel de secours. Au-delà de ces thèmes, les experts d'EDF n'envisagent aucune investigation supplémentaire de la robustesse parasismique de ces 34 réacteurs de 900 MWe.

---

<sup>720</sup> Ibid., p.56

<sup>721</sup> IRSN, « Études associées au réexamen de sûreté VD3 900 MWe », Rapport DSR N° 58, 2005, Tome 1, Chapitre 2, p.38



La position des experts de l'IRSN sur le cadrage du deuxième réexamen de sûreté du palier 900 MWe repose non seulement sur le prolongement des actions engagées lors du premier réexamen, mais également sur l'utilisation du référentiel des exigences de sûreté du futur réacteur EPR comme point de comparaison et horizon d'amélioration de la sûreté. Toutefois, il précise que toutes les exigences ne sont pas applicables et qu'ils ont effectué un arbitrage qui se veut pragmatique. Ainsi le chef du Département de sûreté de l'IRSN présente une proposition de cadrage pour le deuxième réexamen de sûreté du palier 900 MWe à l'autorité de sûreté :

*« Dans le cadre du réexamen de sûreté des tranches de 900 MWe pour leur troisième visite décennale, j'ai proposé de considérer les objectifs de sûreté associés à la conception du projet EPR comme lignes directrices des études de réévaluation de sûreté. À cet effet mon département a examiné le document définissant les directives techniques pour la conception de l'EPR. Pour chaque directive, mon département s'est positionné quant au fait qu'elle puisse être retenue dans le référentiel réévalué à mettre en œuvre pour les VD3 900 MWe. Bien entendu, étant donné les différences de conception entre les tranches de 900 MWe et la proposition de réacteur EPR, ce travail a été réalisé selon une démarche pragmatique qui estime en regard de chaque étude de réévaluation potentielle son gain pour la sûreté et sa faisabilité »<sup>722</sup>*

Les experts de l'IRSN ont effectué une revue complète des exigences de sûreté du projet EPR en évaluant à chaque fois la possibilité de transposition aux réacteurs 900 MWe, le gain potentiel pour la sûreté, ainsi que la faisabilité de la mise en application de l'exigence dans le cadre du deuxième réexamen. En définitive, ils ont retenu 18 thèmes pouvant faire l'objet d'une transposition dans le cadre du réexamen. De plus, ces thèmes sont classés en quatre familles. La première famille correspond à des exigences de sûreté dont il faudra simplement vérifier l'équivalence dans le référentiel du palier 900 MWe. La deuxième famille correspond à des exigences de sûreté, déjà identifiées dans le référentiel du palier 900 MWe, mais qui vont plus loin dans celui de l'EPR. La troisième famille correspond à des propositions de thèmes qui ne font pas partie du référentiel 900 MWe et dont les experts d'EDF proposent l'inclusion dans la réévaluation de sûreté. Enfin, le quatrième thème correspond à des exigences supplémentaires proposées par les experts de l'IRSN à inclure dans le cadre de la réévaluation de sûreté. Parmi les 18 exigences de sûreté retenues et appartenant à la quatrième famille, c'est-à-dire étant considérées comme des demandes d'extension du cadre du réexamen de sûreté, 4 portent directement ou indirectement sur la robustesse parasismique. Il s'agit de l'étude des défaillances simultanées d'équipements non dimensionnés au séisme, de la prise en compte des résultats de l'action « marges sismiques », du lien entre les agressions externes et les agressions internes (un séisme qui endommage une tuyauterie entraînant une inondation d'une partie de l'installation) ainsi que la conduite d'une évaluation probabiliste de sûreté intégrant la menace sismique<sup>723</sup>.

---

<sup>722</sup> Courrier de l'IRSN à la DSIN du 18 décembre 2002 ayant pour objet la réévaluation du référentiel de sûreté dans le cadre des VD3 des tranches de 900 MWe, p.1

<sup>723</sup> Ibid., p. 4-5

Parmi ces quatre thèmes retenus par les experts de l'IRSN, deux se trouvent directement dans la suite de la démarche « séisme évènement ». En effet, lors du bilan du premier réexamen de sûreté de palier 900 MWe en 2002, il est apparu que la démarche séisme évènement n'a pas été menée à son terme<sup>724</sup>. En particulier, la défaillance de tout ou partie des équipements non dimensionnés au séisme de façon simultanée n'a pas été considérée, de même que le cumul d'agressions, par exemple un incendie et une inondation suite à un séisme. Le référentiel des exigences de sûreté de l'EPR comprend une évaluation probabiliste complète du risque d'accident nucléaire en prenant en compte les évènements internes, mais aussi les agressions externes. De ce fait, les experts de l'IRSN demandent que soit intégrée au cadre du deuxième réexamen une étude probabiliste séisme. Les experts d'EDF de leur côté envisagent simplement une mise à jour de son étude de niveau 1 conduite lors du premier réexamen, qui ne considère que les évènements internes, et envisagent également une étude de niveau 2 qui associe à chaque séquence accidentelle une probabilité de quantité de rejet radioactif. Un dernier point porte sur l'évaluation des marges sismiques, c'est-à-dire des capacités de l'installation à résister à des niveaux de sollicitations sismiques supérieures à celles définies par le spectre de dimensionnement. La conduite d'une telle étude est une demande maintes fois répétée par les experts de l'IRSN, le Groupe permanent et l'autorité de sûreté aux experts d'EDF depuis 1987. Ces derniers ont fait conduire une telle étude aux États-Unis en 1999, mais cette étude est jugée non recevable par les experts de l'IRSN pour des raisons méthodologiques. La question des marges sismiques prend un accent particulier dans le cas des exigences de sûreté EPR. En effet, le référentiel EPR apporte une innovation dans la prise en compte de la menace sismique. Il s'agit non plus de s'assurer que les installations nucléaires soient suffisamment bien dimensionnées pour couvrir l'aléa sismique du site, mais également de s'assurer qu'il existe des marges de sécurité au-delà de ce niveau. Cette innovation est traduite par le concept « d'effet falaise ». L'objectif est de s'assurer qu'un niveau sismique légèrement supérieur au dimensionnement n'engendre pas mécaniquement une catastrophe. De plus, le référentiel de l'EPR stipule que l'installation nucléaire doit disposer de ressources pour limiter le risque d'accident de fusion du cœur ou bien de limiter les quantités de relâchement de matière radioactive en cas d'accident y compris pour des évènements supérieurs à ceux retenus dans le dimensionnement<sup>725</sup>. Il faut noter d'emblée que cette partie du référentiel EPR représente l'essentiel des évolutions de sûreté apportées après l'accident de Fukushima en 2011 en France. L'opposition entre les experts de l'IRSN et d'EDF sur le cadrage du deuxième réexamen porte essentiellement sur la prise en compte ou non du référentiel EPR. Cette opposition est discutée lors de la réunion du Groupe permanent en juin 2003. Pour forger leur position, les experts d'EDF ont construit un argumentaire pour ne pas prendre en compte l'EPR comme référentiel pour le réexamen. Cet argumentaire repose sur trois axes forts : la volonté de ne pas en faire plus que les

---

<sup>724</sup> IPSN, « Bilan des réexamens de sûreté des réacteurs de 900 MWe et évaluation des éditions VD2 des rapports de sûreté des réacteurs de 900 MWe », Rapport DES N° 475, 14 mars 2002

<sup>725</sup> IRSN, « Orientations à retenir pour le réexamen de sûreté des tranches de 900 MWe associés aux troisièmes visites décennales », Rapport DES n°571, 2003, Chapitre 1, p.31

industriels des autres pays, la mise en valeur de ce qu'ils appellent la « maturité industrielle » des plus vieux réacteurs comme gage de fiabilité et de sûreté et l'utilisation systématique d'analyses coût/bénéfice comme support à la prise de décision.

À partir d'un parangonnage de la maintenance de la robustesse des principaux pays nucléarisés, les experts d'EDF dressent deux idéaux types : l'un fondé sur le maintien du niveau de sûreté, l'autre fondé sur l'amélioration de la sûreté. L'approche de maintien de la sûreté vise, selon eux, à rester dans le cadre de la licence originale, limitant les modifications à ce qui est nécessaire pour éliminer les non-conformités ou régler les problèmes de sûreté émergents. Selon eux, ce modèle se caractérise de la façon suivante :

*« la diminution des risques n'est jugée pertinente que si les autres risques sociétaux décroissent, et on compte sur le développement de la culture de sûreté chez l'exploitant pour améliorer la sûreté active. Bien que les modalités pratiques d'application puissent varier, c'est l'approche retenue par la plupart des pays (Allemagne, Espagne, États-Unis, Suède). Cette approche offre l'avantage, pour un exploitant, d'une bonne lisibilité du cadre réglementaire »<sup>726</sup>*

Cette approche, qui est selon EDF, la plus usitée dans le monde, a de nombreux avantages. En premier lieu elle assure une bonne lisibilité aux industriels, qui doivent simplement s'atteler à ne pas déroger à leur référentiel d'origine. Deuxièmement elle ne décorrèle pas le risque nucléaire des autres risques supportés par la société ce qui permet de garder un point de comparaison pour juger de la suffisance de la robustesse des installations nucléaires. Enfin, cette approche mise malgré tout sur une amélioration de la robustesse à travers le gain d'expérience des exploitants qui maîtrisent d'autant mieux leurs machines qu'elles restent stables.

Le second modèle, fondé sur une approche de réduction systématique des risques – aussi appelé amélioration continue – est, selon les experts d'EDF, la démarche retenue notamment en France et en Finlande. Elle vise non seulement à une amélioration constante du niveau de sûreté pour les paliers futurs, mais aussi une modification des standards de sûreté pour les paliers existants. Selon eux, bien que les réexamens de sûreté soient envisagés avec des périodicités raisonnables, cette approche est nécessairement plus coûteuse pour l'exploitant que la première et présente une moins bonne visibilité pour l'exploitant du cadre réglementaire de sûreté<sup>727</sup>. Selon les experts d'EDF, si cette solution est satisfaisante d'un point de vue intellectuel, car elle permet de toujours tenir compte de l'avancée des connaissances, elle est d'une part plus coûteuse et, d'autre part, peut entraîner des effets collatéraux pour la sûreté. Ils mettent effectivement en garde contre les risques engendrés par des modifications incessantes de l'objet technique pour ceux qui ont la charge de l'utiliser.

Les experts d'EDF mettent en avant cette distinction entre deux modes de maintenance pour illustrer le fait que la démarche française les place en position défavorable par rapport aux

---

<sup>726</sup> EDF, « VD3 900 : approches internationales de revue du niveau de sûreté des centrales », Note ENP3D9030021, p.28

<sup>727</sup> Ibid.

autres industriels dans le monde. Or, dans le cadre nouveau de la dérégulation du marché de l'énergie, cette situation pénalise EDF dans la concurrence internationale. Cette situation leur apparaît de plus injustifiée au regard des performances et de la sûreté de ses réacteurs. Ils concluent ainsi leur parangonnage international par le paragraphe suivant :

*« Dans un marché concurrentiel et dérégulé, les exploitants étrangers maintiennent le niveau de sûreté des installations en se concentrant sur les points significatifs relatifs à la sûreté. Les centrales pour lesquelles les dépenses d'investissement sont largement amorties constituent des actifs d'une valeur croissante. Les centrales ayant démontré leur maturité industrielle, font l'objet de modifications limitées afin de maintenir un niveau de performance satisfaisant sur une durée maximale. Les exploitants reconnaissent qu'une stabilisation des exigences et donc une limitation autant que possible des modifications de conception et d'exploitation contribuent fortement au maintien d'un bon niveau de sûreté »<sup>728</sup>*

Cette conclusion renvoie à la deuxième pièce de leur dossier complémentaire au cadrage du réexamen portant sur la notion de « maturité industrielle ». Selon les experts d'EDF, la maturité industrielle est obtenue après 5 phases d'évolution d'un ouvrage industriel. La phase de mise en service et de débogage qui se traduit par des modifications correctives ou des calages des réglages des différents systèmes. La phase d'optimisation de l'installation, qui bénéficie du retour d'expérience de fonctionnement (analyse des incidents, de la comptabilité des situations, des courbes de production, etc.) pour proposer des améliorations des systèmes et de l'organisation. La phase d'optimisation de la maintenance de l'installation, qui traduit en fait la connaissance de celle-ci par le biais des essais et contrôles réalisés et le suivi des courbes de fiabilité des composants. La phase d'optimisation de la conduite de l'installation qui consiste à créer la boucle de progrès allant du retour d'expérience à l'amélioration des procédures et la formation des intervenants. Enfin, la phase d'examen de toutes ces connaissances pour engager les études permettant d'enregistrer des gains supplémentaires au-delà de l'amélioration des organisations. Cette dernière phase a été atteinte à la suite du premier réexamen de sûreté. La position des experts d'EDF est que les réacteurs de son parc ayant subi un premier réexamen de sûreté ont atteint un tel niveau de perfectionnement que chaque modification supplémentaire peut avoir un effet potentiellement négatif. Ce point fait pleinement écho à la pensée de Gilbert Simondon sur le degré de concrétisation des objets techniques. Pour le philosophe des techniques, les éléments inessentiels au fonctionnement de l'objet, l'ajout de systèmes annexes de sécurité ou de systèmes compensatoires, compliquent l'objet technique et peuvent entraîner une diminution de la fiabilité de l'ensemble en interférant dans les relations entre individus techniques. Il ne systématise pas son propos – ce qui l'intéresse est le progrès technique et non la sécurité industrielle – et concède que localement, certains ajouts peuvent effectivement améliorer la sécurité d'un objet technique en particulier. Seulement, il met en

---

<sup>728</sup> Ibid., p.27-28

garde contre cette tendance à vouloir trop changer la technique pour des volontés extérieures, qui peuvent nuire, à terme, à la fois à la fiabilité des objets techniques et à leur progression.

Pour les experts d'EDF, la maturité industrielle est un gage de sûreté effectif, mais difficilement quantifiable. De la sorte, un réacteur ancien fondé sur des bases de conception dépassées peut, grâce à sa maturité, avoir un niveau de sûreté objectif supérieur aux nouveaux réacteurs qui auront des défauts de jeunesse. Les experts d'EDF dressent le cycle de vie de ses réacteurs de la façon suivante :

*« La maturité industrielle doit pouvoir s'observer comme une fonction significativement croissante dans une première partie de la vie de l'exploitation, atteignant ensuite une zone de stabilité où l'on considère que les organisations en place ont atteint leur pleine efficacité même si des gains sont toujours à rechercher. Une inversion de tendance peut ensuite survenir, qui sera le signe soit d'une perte d'efficacité de l'organisation - ce qui est corrigé - soit que l'on a amorcé une phase de déclin liée au vieillissement ou à l'obsolescence de l'installation. L'objectif d'EDF est de montrer que les REP 900, au moment d'entrer dans leur quatrième décennie de fonctionnement sont bien dans leur phase de pleine maturité industrielle, que le niveau de sûreté additionnel apporté est démontrable et doit être pris en compte dans toute comparaison avec un projet futur »<sup>729</sup>*

Selon les experts d'EDF, les réacteurs du palier 900 MWe peuvent être considérés comme matures. De la sorte, ils suggèrent que les modifications apportées à ses réacteurs lors du deuxième réexamen de sûreté soient limitées. À l'inverse, ils entendent démontrer un gain de robustesse par la mise en valeur de la maturité industrielle.

Dans un troisième point, ils adjoignent à leur proposition de cadrage une présentation du « Projet Coût-Bénéfice ». La mise en balance du coût des modifications par rapport au gain de sûreté entraîné est une pratique déjà en cours dans le cadre des réexamens de sûreté. La mise en œuvre des approches probabilistes de la sûreté avait pour vocation précisément de quantifier la sûreté pour pouvoir la monétiser. Toutefois, la proposition des experts d'EDF vise à franchir une étape supplémentaire dans ce sens en structurant le dialogue avec l'autorité de sûreté sur la base d'une approche coût-bénéfice. Jusqu'à maintenant, la prise de décision était en grande partie fondée sur jugement d'experts, via l'avis des experts de l'IRSN et via le rôle du Groupe permanent d'experts. La proposition des experts d'EDF vise en définitive à se passer de cet avis tiers en justifiant directement auprès de l'autorité de sûreté la prise en compte ou non des modifications de ses installations. Le réexamen de sûreté repose alors toujours sur l'idée de dialogue technique avec l'IRSN et le Groupe permanent, mais la décision finale d'appliquer ou non une modification n'aurait plus à être soumise à ce même processus, puisque la décision serait fondée sur le rapport coût-bénéfice. Toutefois, les experts d'EDF précisent que ce mode de prise de décision ne concerne pas les sujets à enjeux financiers importants<sup>730</sup>. Avec ces trois dossiers, la position défendue par les experts

---

<sup>729</sup> EDF, « Maturité industrielle des REP 900 : Analyse des facteurs évolutions matérielle et évolutions d'exploitation », 2003, p.1

<sup>730</sup> EDF, « Projet coût - bénéfice : cadre général et objectifs du projet », 3 mars 2003

d'EDF est de fonder le deuxième réexamen de sûreté sur le maintien de la sûreté de ces réacteurs matures et de limiter au maximum les améliorations. En particulier, ils récusent le principe de la comparaison avec des réacteurs plus récents. De ce fait, le cadrage proposé par les experts d'EDF est limité aux thèmes issus des suites du précédent réexamen.

La présentation de ce dossier complémentaire au début de la première réunion du Groupe permanent visant à définir le cadrage du deuxième réexamen de sûreté a provoqué de très vives réactions dans l'assemblée. En particulier, c'est la comparaison internationale des réexamens de sûreté dressée par les experts d'EDF qui leur paraît très simplificatrice, pleine d'inexactitudes et de manière générale largement erronée. En effet, pour le président du Groupe permanent cette position défendant le fait que dans la plupart des autres pays la sûreté est simplement maintenue et non améliorée comme en France est totalement infondée. Il en veut pour preuve le cas de la Belgique, dont il est originaire, classé par les experts d'EDF parmi les pays qui ne font que maintenir, et qui a pourtant dépensé des sommes colossales dans les années 1980 pour améliorer la sûreté de ses centrales. Pour un autre membre du Groupe permanent, la distinction maintenance/amélioration n'a pas de sens pratique. Ce qu'ils appellent des améliorations recouvre en réalité surtout des réparations de lacunes dans les évaluations de sûreté initiales. S'agit-il alors d'améliorer la sûreté ou de maintenir l'état des installations pour atteindre le niveau de sûreté souhaité à l'origine, mais non atteint ? En fin de compte, après plusieurs prises de parole pour illustrer par de nouveaux exemples la fausseté de l'argument des experts d'EDF, un représentant de l'électricien prend la parole pour justifier la position de son organisme. Il précise que la dichotomie maintenance/amélioration est sans doute mal venue et que la présentation a été mal réalisée. Il précise alors que le point central contesté par les experts d'EDF est la prise en compte des exigences de sûreté du projet de réacteur EPR dans le cadre des réexamens de sûreté des anciens. Il précise en effet que :

*« Le point principal d'écart réside dans la prise en compte ou la référence aux réacteurs nouveaux. Les autres pays se comparent aux réacteurs, aux nouvelles normes existantes et prouvées. En revanche, la comparaison avec les réacteurs nouveaux nous semble une nouveauté. On n'a pas identifié aujourd'hui de pays qui se compare avec la conception de l'AP1000 ou avec la conception des nouveaux réacteurs ABWR au Japon. L'EPR, au passage, n'est pas un réacteur construit. Ce n'est même pas un réacteur dont les règles techniques ont été approuvées par l'Autorité de sûreté. Elles ont été validées par le Groupe permanent, mais pas par l'Autorité de sûreté. Le dernier point nous paraissant extrêmement important est la responsabilité de l'exploitant. Nous souhaitons assumer grandement notre responsabilité d'exploitant. Peut-être sommes-nous dans l'erreur, mais il nous semble que, dans d'autres pays, l'exploitant joue un rôle plus important, majeur dans la définition des modifications »<sup>731</sup>*

Suite à cette prise de position, un représentant de l'autorité de sûreté et membre du Groupe permanent précise les raisons de la prise en compte du référentiel de l'EPR. Il rappelle en

---

<sup>731</sup> Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, « Relevé des discussions de la réunion du GPR du 12/06/2003 et du 18/06/03 : Orientations à retenir pour le réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe associé aux troisièmes visites décennales », 15 décembre 2003, p.13

premier lieu ce qui fait la spécificité du cas français et qui justifie selon lui largement le fait de tenir compte d'exigences supplémentaires : la France est le seul pays qui effectue des réexamens de sûreté sur des paliers de dizaines de réacteurs dont les visites décennales s'échelonnent sur des dizaines d'années. Il ajoute alors que le fait que la France ne réalise pas un réexamen par réacteur ou par site, mais en « batch » pour trente-quatre réacteurs d'un coup a pour conséquence que les objectifs de sûreté discutés en 2002 commenceront à être mis en place en 2008, finiront de l'être en 2018 et seront donc sur des réacteurs en exploitation jusqu'en 2028. Ainsi, l'empan temporel de la maintenance de la robustesse en France est largement supérieur à celui d'autres Autorités de sûreté. À partir de cela, la question qu'il pose est la suivante :

*« Pouvons-nous nous contenter de reprendre, juste comme le proposait EDF, les objectifs de la réévaluation VD2 1300 largement calquée sur la VD2 900 ou faut-il aller plus loin ? » Nous n'avons pas dit qu'il fallait aller plus loin et rendre les 900 aussi sûrs qu'EPR. Il faut plutôt chercher les autres sources de bonnes idées pour trouver des objectifs ayant un sens. Effectivement, même si nous n'avons pas de textes qui en approuvent les principes, les objectifs d'EPR sont une source de bonnes idées »<sup>732</sup>*

Ce qui se joue dans la prise en compte ou non du référentiel EPR dans le cadrage du deuxième réexamen de sûreté est en réalité la reconfiguration des associations d'acteurs dans un contexte en évolution. Les experts d'EDF jouent de leur nouveau statut de société anonyme pour tenter d'exercer une influence plus forte sur le cadrage du réexamen en faisant valoir sa responsabilité première en matière de sûreté. De la sorte, ils entendent harmoniser la pratique française sur ce qui leur semble être les pratiques étrangères afin d'entrer avec vigueur dans le marché concurrentiel de l'énergie. L'autorité de sûreté comme les membres du Groupe permanent et les experts de l'IRSN ne sont pas favorables à cette évolution et rappellent la situation particulière du parc électronucléaire standardisé français pour justifier la profondeur thématique du réexamen de sûreté. L'opposition ne sera pas réglée lors de la réunion du Groupe permanent, là n'est pas son rôle. Par contre, un des rôles du Groupe permanent est de contribuer à la hiérarchisation des thématiques à aborder dans le cadre du réexamen en tenant compte du laps de temps très court qu'il reste pour les études. En effet, les deux réunions du Groupe permanent se tiennent en juin 2003 tandis que l'ensemble des études doivent être fournies avant la fin 2004 pour pouvoir être instruites par les experts de l'IRSN et traduites en modification avant mars 2005 pour pouvoir être implémentées en 2008 lors de la première visite décennale. La nécessité de hiérarchiser les sujets est rappelée par un membre du Groupe permanent et représentant d'EDF tout au début de la deuxième réunion du Groupe permanent. Il met en doute la capacité de mener à bien l'ensemble des études demandées par les experts de l'IRSN dans le temps imparti et d'autre part il soulève la nécessité d'y remédier dans le cadre de ce Groupe permanent<sup>733</sup>. Il poursuit sa prise de parole en justifiant que pour lui la prise en compte du référentiel des exigences de sûreté

---

<sup>732</sup> Ibid., p.13-14

<sup>733</sup> Ibid., p.60

EPR n'est pas un sujet prioritaire. D'abord, le premier sujet d'importance est selon lui, la poursuite de l'identification et du traitement des écarts de conformités, encore nombreuses, sur le parc électronucléaire EDF. En deuxième position vient la question des failles de sécurité mises en avant par le retour d'expérience. En troisième position vient la maîtrise du vieillissement des installations par les experts d'EDF. Les exigences EPR n'arrivent qu'en quatrième position. Il justifie ce positionnement de la façon suivante :

*« Si, en mars 2005, sur ces trois sujets, nous pouvons avoir conclu et avancé, et considérer que les affaires sont closes, je ne sais pas si nous aurons maintenu ou amélioré la sûreté, c'est un débat qui me paraît un peu ésotérique personnellement, mais je suis certain que nous aurons fait progresser la sûreté. Quand nous aurons fait tout cela, si nous pouvons effectivement comparer le 900 à l'EPR, ce sera sans doute très satisfaisant intellectuellement et cela pourra être utile médiatiquement, mais je considère que ce n'est pas la première priorité et que ce point devrait venir éventuellement en quatrième priorité »<sup>734</sup>*

Les membres du Groupe permanent confirment leur position sur la nécessité d'aboutir à une hiérarchisation des thématiques du deuxième réexamen de sûreté du palier 900 MWe pour être compatible avec le calendrier industriel, jugé lui inamovible, à l'issue de cette réunion. En dépit des justifications de certains experts de l'IRSN argumentant sur le fait que le contour du deuxième réexamen est beaucoup moins large que celui du premier, de nombreux arbitrages ont lieu. Parmi les quatre sujets tirés du référentiel EPR et proposés par l'IRSN concernant la robustesse parasismique, un seul fera l'objet d'une étude par les experts d'EDF. Il s'agit de l'étude des défaillances simultanées d'équipements non dimensionnés au séisme. En dépit de son intérêt certain, la prise en compte du séisme dans l'évaluation probabiliste est repoussée à plus tard et la position des experts d'EDF de simplement mettre à jour son EPS de niveau 1 et de conduire une première EPS de niveau 2 est acceptée par le Groupe permanent<sup>735</sup>. Les deux autres thématiques proposées par les experts de l'IRSN, à savoir la prise en compte des marges sismiques ainsi que l'étude du cumul d'agressions externes et internes ne sont pas retenues dans le cadre de du réexamen de sûreté. L'importance de la thématique de l'exploration des marges sismiques ne fait pas consensus au sein du Groupe permanent. Pour les experts de l'IRSN qui se fondent sur le référentiel EPR, c'est une question importante qui permet de mieux cerner le problème. Pour les experts d'EDF, ce sujet est hors champ du deuxième réexamen de sûreté qui se fonde sur la vérification de la robustesse parasismique par l'utilisation de la nouvelle RFS. Les deux positions s'expriment lors de la réunion de la façon suivante :

*« IRSN : Le problème dit des marges sismiques est évoqué dans le rapport, mais ne fait pas, apparemment, l'objet de recommandations. Lorsque nous avons discuté sur le projet EPR, il existait des incertitudes importantes sur la détermination de l'aléa sismique et il était intéressant de regarder s'il n'y avait pas, au-delà du séisme de site, un certain nombre de problèmes d'effet falaise. Il avait été indiqué que, peut-être, une étude dite de marges sismiques*

---

<sup>734</sup> Ibid., p.61

<sup>735</sup> Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, « Avis relatif aux orientations à retenir pour le réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe associé aux troisièmes visites décennales », 8 juillet 2003, p.2



*pourrait apporter un certain nombre d'éléments de réponse. C'est ce qui a été retenu pour EPR. Aujourd'hui, pour les réacteurs en exploitation, l'incertitude sur l'aléa sismique reste toujours grande. Finalement, estime-t-on qu'il n'est pas utile de regarder au-delà du séisme de site ? J'ai compris qu'EDF avait procédé à des exercices et que l'IRSN était en train de les analyser. Il serait utile de tirer parti de ces exercices et de cette analyse. Je m'étonne que ce point n'apparaisse plus du tout dans nos recommandations actuelles.*

*EDF : Aujourd'hui, nous sommes calés pour une réévaluation. Le point majeur de cette affaire consiste à vérifier ces bâtiments, avec la prise en compte de cette nouvelle RFS qui va, pour un certain nombre de sites, réévaluer et augmenter les spectres. De notre côté, nous sommes extrêmement dubitatifs sur la nécessité, au-delà de cette réévaluation, de regarder un cran de marges supplémentaires »<sup>736</sup>*

Les experts d'EDF estiment suffisant, dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté, de tenir compte de l'incidence de la nouvelle RFS. Pour cela, ils ont proposé un certain nombre d'études de vérification de tenue de bâtiments et systèmes au SMS réévalué. Toutefois, les experts de l'IRSN jugent irrecevable le fait d'exclure Bugey du champ de la réévaluation, considérant que le spectre SMS dépasse le spectre de dimensionnement. De ce fait, ils ont rédigé une recommandation qui est discutée lors du Groupe permanent. Mais la discussion n'aura pas réellement lieu du fait d'une lettre de l'Autorité de sûreté (la DGSNR) datée du 2 juin, soit une dizaine de jours avant le Groupe permanent, précisant l'interprétation et les suites à donner à la nouvelle RFS. En effet, la lettre de la DGSNR semble avoir une incidence importante sur l'ensemble du processus de vérifications sismiques prévues par les experts d'EDF. Selon eux, il n'est pas lieu de tenir compte de la recommandation de l'IRSN, car il faut d'abord tirer toutes les conséquences de cette lettre<sup>737</sup>. La lettre de la DGSNR semble impacter fortement le processus de vérifications sismiques proposé par les experts d'EDF dans le cadre du réexamen de sûreté. À tel point, qu'une nouvelle évaluation complète semble nécessaire alors que le processus d'instruction arrive à son terme. L'importance conférée à cette lettre par les experts d'EDF, mais aussi par le président du Groupe permanent et différents membres laisse à penser qu'une nouvelle dynamique de fonctionnement est à l'œuvre.

## **7.2. Les idées passent, mais les mots restent**

Suite à la publication de la nouvelle version de la règle fondamentale de sûreté pour la détermination des mouvements sismiques en 2001, l'Autorité de sûreté demande aux experts d'EDF de proposer une nouvelle évaluation des spectres relatifs aux séismes majorés de sécurité (SMS) de ses 19 sites. Ces nouveaux SMS sont alors considérés comme nouvelle

---

<sup>736</sup> Ibid., p.18

<sup>737</sup> Ibid., p.18-19

référence dans le cadre des réexamens de sûreté portant sur les deuxièmes visites décennales du palier 1300 MWe dont le cadrage débute en 2002 et pour les troisièmes visites décennales du palier 900 MWe en 2003. Les spectres proposés par les experts d'EDF sont alors utilisés dans les études de vérification sismiques pour certains bâtiments et matériels des sites pour lesquels le spectre de dimensionnement est dépassé par le spectre SMS. La logique est de cibler les différents éléments sensibles aux fréquences pour lesquelles des dépassements sont constatés. Selon l'évaluation des experts d'EDF, les sites impactés par un dépassement sont le site de Paluel pour le palier 1300 MWe ainsi que les sites de Tricastin, Gravelines, Bugey et Dampierre pour le palier 900 MWe. Tous les dépassements ne concernent que les hautes fréquences des spectres de mouvements sismiques. Pour ces fréquences, les ouvrages de génie civil et les équipements impactés sont le génie civil et les équipements du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde et le bâtiment de liaison pour le palier 1300 MWe, les bâtiments électriques, bâtiments de liaison et bâtiment périphérique ouest pour le palier 900 MWe. Suite à ces résultats, les experts d'EDF ont proposé dans le cadre du réexamen du palier 1300 MWe une étude de vérification de robustesse parasismique des bâtiments et composants concernés avec le spectre SMS du site de Paluel. Une seconde étude, qui se place dans la continuité de la démarche séisme événement, vise à tenir compte de l'agression potentielle du bâtiment de liaison par la salle des machines, non dimensionnée pour tenir au séisme de dimensionnement. La même logique a été proposée pour le réexamen du palier 900 MWe selon une approche variable comme il a été vu dans la section précédente.

Dans le cadre de l'année probatoire de la nouvelle RFS, les SMS proposés par les experts d'EDF et de l'IRSN présentaient de nombreuses différences. La publication officielle de la RFS en 2001, loin de résorber ces différences, les a accentuées. Les spectres SMS des 19 sites tels que déterminés par les experts de l'IRSN par l'application de la RFS 2001-01 engendrent des dépassements des spectres de dimensionnement sur la quasi-totalité des centrales nucléaires aussi bien pour le palier 900 MWe, que 1300 MWe ou 1450 MWe. En effet, ce sont 15 des 19 sites qui sont concernés par de tels dépassements, en large majorité dans les hautes fréquences, mais également dans des fréquences plus basses pour les sites de Bugey (à partir de 0,7 Hz) et pour le site du Blayais (à partir de 2 Hz).

Les experts de l'IRSN ont présenté les écarts entre les évaluations EDF et IRSN résultant de l'application de la RFS 2001-01 lors d'une réunion avec les représentants de l'Autorité de sûreté le 24 octobre 2002. À l'issue de cette présentation, l'Autorité de sûreté a demandé le lancement d'un groupe de travail IRSN/EDF avec pour objectif, si ce n'est de résorber les écarts, d'au moins identifier leur origine et pouvoir les expliquer. Cinq réunions techniques ont alors été programmées : toutes les thématiques à l'origine des écarts ont été abordées et tous les sites 1300, 900 et 1400 MW ont été discutés. Lors de la dernière réunion, programmée le 26 février 2003, les experts d'EDF devaient proposer de nouvelles évaluations de l'aléa sismique de tous ces sites, en tenant compte des discussions techniques qui ont eu lieu. Mais, au dernier moment, ils ont annulé cette ultime réunion et ont adressé à l'Autorité de sûreté un courrier pour indiquer que ses spectres de 2002 constituaient la seule

proposition d'EDF<sup>738</sup>. Cet épisode de l'histoire de la robustesse parasismique des centrales nucléaires est certainement l'un des plus controversés. D'une part, l'opposition entre les experts de l'IRSN et d'EDF n'a jamais été aussi radicale. D'autre part, c'est la première fois que le dialogue technique a été rompu par les experts d'EDF au profit d'une résolution plus politique de la divergence technique. Enfin, cet épisode a fait l'objet de « fuites » de différents mails et documents d'EDF diffusés en ligne par le groupement des associations antinucléaires, tel que le Réseau « sortir du nucléaire ». Ces documents, diffusés en 2007, ont fait l'objet d'une série d'articles dans une grande partie des journaux français<sup>739</sup>. Il vaut la peine ici de revenir sur cet épisode en l'inscrivant dans la logique historique des faits.

Lors des quatre premières réunions, les raisons des écarts ont pu être identifiées. En premier lieu c'est la méthodologie du zonage sismotectonique qui diverge entre les experts de l'IRSN et d'EDF, conduisant à une sélection différente des séismes historiques de référence ainsi qu'à une localisation des épencentres pouvant différer fortement. C'est le cas en particulier du séisme de Chautagne 1822 pour le SMHV de Bugey qui a déjà été mentionné à de nombreuses reprises. Une deuxième raison concerne des interprétations divergentes du texte de la RFS. Cette divergence porte sur la définition du ou des séismes historiques maximums vraisemblables. Dans la version de 1981, le texte était le suivant :

*« Cette opération permet de définir pour le site envisagé, un ou plusieurs séismes maximaux historiquement vraisemblables (SMHV) qui sont le ou les séismes, résultant de l'analyse précédente, susceptibles de produire sur le site les effets les plus importants »<sup>740</sup>*

Dans la version de 2001, le nouveau texte est le suivant :

*« Cette opération permet de définir, pour le site envisagé, un ou plusieurs Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables qui sont le ou les séismes, résultant de la démarche précédente, susceptibles de produire sur le site les effets les plus importants en termes d'intensité macrosismique »<sup>741</sup>*

La définition des SMHV a évolué depuis « le ou les séismes susceptibles de produire sur le site les effets les plus importants » vers « le ou les séismes susceptibles de produire sur le site les effets les plus importants en termes d'intensité macrosismique ». Le changement sémantique de la définition des SMHV est apparu dans la version de 1998 de la règle, mais sans jamais faire l'objet de discussion lors des réunions des Groupes permanents, ni en 1998, ni en 2000. Depuis la version 1981, il était clair pour tous les acteurs que la définition des

---

<sup>738</sup> IRSN, « Avis sur l'application de la Règle Fondamentale de Sûreté 2001-01 par EDF pour l'ensemble des sites », mai 2003, p.5

<sup>739</sup> « Le Réseau "Sortir du nucléaire" dénonce les normes sismiques d'EDF », Journal Le Monde, juillet 2007 ; « Nucléaire : la résistance des centrales aux séismes mise en doute », Journal Le Parisien, juillet 2007 ; « Alerte au nucléaire en France ? », Journal du dimanche, juillet 2007 ; « Centrales EDF : la crainte du risque sismique », Journal le Progrès, juillet 2007, « EDF refuse de payer pour mettre ses centrales aux normes », Journal Libération, juillet 2007, « Les centrales françaises pas adaptées au risque sismique », Journal Reuters, juillet 2007

<sup>740</sup> Autorité de sûreté nucléaire, « Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations », Règle fondamentale de sûreté I.2.c., octobre 1981, p.2

<sup>741</sup> Autorité de sûreté nucléaire, « Détermination du risque sismique pour la sûreté des installations nucléaires de base de surface », Règle fondamentale de sûreté n°2001-01, 2001, p.2-3

SMHV reposait sur les mouvements sismiques et non sur l'intensité. Ainsi, des séismes d'intensité plus faible peuvent provoquer des mouvements plus importants à certaines fréquences. La définition d'un SMHV de site devait alors être enveloppe des spectres des différents séismes susceptibles de survenir sur un site. Ce mode de détermination des séismes de référence était une volonté clairement affichée des membres du Groupe de travail lors de l'édiction de la RFS en 1981 (cf. Chapitre 4) et n'a jamais été remis en cause. Cependant, le texte de la RFS dans sa version 2001 comporte la notion *d'intensité macrosismique*. En s'appuyant sur cette mention, les experts d'EDF effectuent un filtrage des séismes de référence par l'intensité, c'est-à-dire qu'ils ne retiennent que les séismes caractérisés par la plus forte intensité. Par exemple, sur le site de Fessenheim, le séisme lointain de Bâle de 1356 conduit à une intensité macrosismique de niveau VII sur le site. Les différents séismes proches, eux, ont une intensité macrosismique plus faible, de l'ordre de VI ou VI-VII selon les séismes et les estimations. Ainsi, bien qu'ils occasionnent des dépassements du spectre de dimensionnement en hautes fréquences, les experts d'EDF ne retiennent pas les séismes proches dans la détermination des SMHV et par conséquent du SMS du site de Fessenheim et ils fondent cette position sur la base de leur interprétation du texte de la RFS 2001-01. Cette interprétation de la nouvelle règle est fortement rejetée par les experts de l'IRSN, qui rappellent que, depuis 1981, la nocivité des séismes s'évalue sur la base des spectres de réponse et pas seulement des intensités. Dans l'avis des experts de l'IRSN rendu à l'Autorité de sûreté sur l'application de la RFS 2001-01 par EDF, il est écrit que :

*« La pratique du filtrage d'EDF est d'autant plus critiquable qu'elle conduit à écarter des évènements qui produiraient au niveau du site des mouvements sismiques, en termes de spectre de réponse, supérieurs à ceux proposés par EDF (exemple de Fessenheim). EDF maintient sa position, en précisant que les séismes proches du site, non proposés par EDF, car filtrés selon le critère  $I_{max}$  ne sont pas nocifs, et associés à des durées très faibles. L'IRSN rejette totalement cet argument : une éventuelle non-nocivité d'un séisme proche sur une installation ne justifie pas d'écarter cet évènement « a priori » pour caractériser l'aléa sismique du site. La démonstration de tenue de la structure à un tel séisme relève de la RFS V.2.g, et la nouvelle RFS2001-01 encourage à associer au spectre de réponse tout autre indicateur pertinent du mouvement sismique »<sup>742</sup>*

Un argument avancé par les experts d'EDF pour justifier leur interprétation de la règle est la moindre nocivité, maintes fois supposée, mais jamais prouvée, des séismes proches. De la sorte, ils poursuivent la politique menée au moment de la rédaction de la règle qui visait à ne pas décorrélérer détermination et utilisation des mouvements sismiques. Toutefois, cette fois-ci, pour les experts de l'IRSN, leurs homologues poussent trop loin cette intrication, en voulant intégrer une sélection des évènements sismiques dans l'évaluation de l'aléa sismique fondée sur leur nocivité supposée. Pour les experts de l'IRSN, il est important de ne pas influencer l'évaluation des aléas sismiques en fonction de leur nocivité probable. De plus, les

---

<sup>742</sup> IRSN, « Avis sur l'application de la Règle Fondamentale de Sûreté 2001-01 par EDF pour l'ensemble des sites », mai 2003, p.6

experts de l'IRSN reprochent à leurs homologues de manipuler la base de données des séismes historiques (SisFrance, anciennement la base de données Sirène) de façon à obtenir des aléas de référence plus faibles. Par exemple, sur le cas du site de Belleville, les experts d'EDF retiennent comme séisme de référence un séisme très ancien, de 1079, qui est très mal connu et pour lequel uniquement deux observations sont recensées. Ensuite, ils surévaluent, selon les experts de l'IRSN, l'intensité macrosismique du séisme tout en lui attribuant une profondeur excessive. De la sorte, suivant la politique de filtrage par l'intensité, les experts d'EDF ne retiennent pas le séisme de Tigy de 1933 dans la détermination du SMHV du site, alors qu'il est très bien connu et qu'il conduit à une intensité plus faible que le séisme retenu en référence alors qu'il engendre des mouvements plus importants du fait de sa profondeur moindre. À l'inverse, pour les sites de la Loire (Chinon, Saint-Laurent-des-Eaux et Dampierre-en-Burly), les experts d'EDF ont conduit une nouvelle étude des archives des séismes historiques de référence amenant à une diminution générale des intensités macrosismiques (entre 0,5 et 2 degrés sur l'échelle MSK) par rapport à la base de données SisFrance<sup>743</sup>. De façon générale, les caractéristiques des séismes de référence diffèrent sensiblement entre les experts d'EDF et de l'IRSN. Ces divergences tiennent à des différences méthodologiques, mais qui sont jugées par les experts de l'IRSN comme n'étant pas un point « dur », étant donné que les différences ne sont pas très grandes et se situent dans l'intervalle d'incertitude. Toutefois, les experts de l'IRSN notent que les valeurs de profondeur des séismes retenues par les experts d'EDF sont systématiquement plus élevées que celles de l'IRSN ce qui a pour effet de diminuer systématiquement le mouvement sismique<sup>744</sup>.

Le dernier point qui entraîne des différences entre les évaluations EDF et IRSN est la prise en compte du spectre minimal forfaitaire calé à 0,1g. Cette fois-ci, ce sont les experts de l'IRSN qui reviennent sur une position pourtant explicitement exprimée lors de l'examen de la RFS par les Groupes permanents. En effet, lors de la réunion de novembre 2000, les différents acteurs étaient d'accord pour considérer ce spectre minimal uniquement dans le cadre du dimensionnement de nouvelles installations. De ce fait, les documents du référentiel EDF ne font aucune référence au spectre minimal forfaitaire. Cela représente une lacune importante dans les évaluations selon les experts de l'IRSN, d'autant que dans 4 cas sur les 8 centrales 1300 MW, les spectres SMS proposés par EDF ne couvrent pas le spectre forfaitaire minimal 0,1 g. Lors de la réunion du 4 avril 2003, les experts d'EDF ont indiqué que, dans le cadre de la réévaluation des installations, il ne serait pas tenu compte de ce spectre minimal. Les experts de l'IRSN signalent que l'application de la RFS2001-01 a pour but de définir l'aléa sismique au site, et que cet aléa est identique qu'il s'agisse de la conception ou de la réévaluation d'une installation existante. Les experts de l'IRSN font reposer cette position sur une interprétation du texte de la RFS<sup>745</sup>.

---

<sup>743</sup> Ibid., p.7

<sup>744</sup> Ibid.

<sup>745</sup> Ibid., p.8

Ces divergences d'interprétation de la RFS entraînent des résultats très différents entre les évaluations EDF et IRSN. Le tableau suivant résume la situation pour les centrales nucléaires du palier 900 MWe et précise l'origine des écarts :

Tableau 12: Écarts dans l'évaluation des spectres SMS des sites du palier 900 MWE par l'application de la RFS 2001-01 (source : IRSN, « Avis sur l'application de la Règle Fondamentale de Sécurité 2001-01 par EDF pour l'ensemble des sites », mai 2003, p.10)

SITE 900 MW	ORIGINE DES ECARTS	EVALUATION EDF PGA MAX (G)	EVALUATION IRSN PGA MAX (G)	APPRECIATION IRSN DE L'ECART <sup>(1)</sup>
Blayais	Zonage	0,09	0,32	**
Bugey	Zonage, I <sub>max</sub> , Caract S.R.	0,11	0,20	***
Chinon	Caract. S.R, (Irévalués) Zonage	0,2	0,3	**
Cruas	-	0,27	0,26	-
Dampierre	Caract. S.R	0,17	0,22	*
Fessenheim	I <sub>max</sub>	0,13	0,28	***
Gravelines	-.	0,28	0,28	-
St Laurent	Zonage Caract. S.R	0,11	0,21	*
Tricastin	-	0,29	0,28	-

(1) : l'appréciation tient compte de l'avis de l'IRSN sur la fiabilité des niveaux affichés par EDF et l'IRSN, au regard de la démarche adoptée ainsi que sur le traitement des incertitudes. Cette appréciation porte uniquement sur le niveau SMS affiché (hors minimal forfaitaire). Les étoiles représentent une estimation qualitative de l'appréciation des écarts (compte tenu des incertitudes) entre les accélérations au PGA dans les études EDF et IRSN : \*\*\* écart très important ; \*\* écart notable ; \* écart faible, - pas d'écart.

Le tableau ci-dessus montre l'étendue et l'origine des écarts dans l'évaluation EDF et IRSN. Sur 9 centrales nucléaires, 6 présentent un écart, dont 2 un écart notable et 2 un écart très important. L'origine des écarts est variée et parfois cumule plusieurs raisons. Dans le cas du SMS du Bugey par exemple, l'écart vient à la fois d'une divergence dans le zonage sismotectonique, dans les caractéristiques attribuées aux séismes de référence ainsi qu'au filtrage par l'intensité maximale.

L'enjeu autour des niveaux de SMS retenus dans le cadre des deux réexamens de sûreté à venir est colossal. Comme le montre un document interne d'EDF publié en ligne par le Réseau sortir du Nucléaire, dans l'hypothèse où les spectres IRSN seraient imposés à EDF,

le montant des travaux à réaliser sur le parc électronucléaire s'élèverait à 1,9 milliards d'euros, sans compter le coût d'indisponibilité qui pourrait doubler cette somme<sup>746</sup>, dont la plus grande partie pour les sites de Fessenheim et Bugey (1,2 milliard d'euros)<sup>747</sup>. Face à cette menace, toujours d'après les documents obtenus par le groupement des associations antinucléaires, EDF entend agir en dehors du cadre du dialogue technique. Un document du SEPTEN d'EDF, le service des experts, daté du 10 décembre 2002, mis en ligne par le « Réseau sortir du nucléaire » et repris largement dans les médias, précise la stratégie envisagée pour que ne se réalise pas ce scénario. Elle est la suivante :

*« Une position d'industriel est à défendre, sur la base de l'évaluation des conséquences prévisibles exposées précédemment, mais aussi dans une logique de régulation du mode d'interaction avec l'ASN. Elle s'articule de la manière suivante :*

1. *C'est l'exploitant qui est responsable de l'application de la RFS (même si c'est sous contrôle de l'ASN).*
2. *C'est sur la base de l'exercice probatoire (dont c'était bien le but) et donc de l'évaluation SMHV/SMS de 2000 (connues de l'ASN) qu'EDF a débattu en GP en novembre 2000 de la nouvelle RFS. Une interprétation différente de la RFS, ou une analyse différente des caractéristiques sismotectoniques, telles que celles proposées actuellement par l'IRSN, auraient conduit à des positionnements différents d'EDF et du GP sur cette RFS.*
3. *Certains points techniques, consensuels jusque dans un passé récent, sont révisés par l'IRSN, sans que nous ayons connaissance de fait nouveau. C'est le cas pour BUGEY, où le zonage a été revu par rapport à la position de 1994, sans que des éléments de connaissance décisifs de la sismotectonique ou de la géologie soient apparus depuis cette date*
4. *Les évaluations IRSN pourraient conduire à des coûts très importants, notamment sur les sites de conception ancienne : Bugey et Fessenheim.*
5. *EDF en reste donc aux spectres transmis en octobre 2000, mai 2001 et mai 2002, sauf apport par l'IRSN d'arguments techniques solides et nouveaux par rapport aux hypothèses qui ont présidé au choix des valeurs de SMS pour la conception des tranches, qui seraient alors à débattre*

*En parallèle, EDF entend poursuivre des discussions techniques avec l'IRSN pour malgré tout tenter de les ramener sur des positions techniques proches des nôtres afin de préserver l'avenir au mieux »<sup>748</sup>*

Encore une fois, les experts d'EDF entendent faire valoir leur statut d'industriel pour se positionner en premier responsable de la sûreté de ses installations. Ce positionnement implique que c'est à eux de proposer des spectres SMS pour ses sites et non à l'IRSN. Dans

---

<sup>746</sup> Le coût de l'indisponibilité d'un réacteur nucléaire de 900 MWe est estimé à 1 million d'euros par jour. En considérant que 40 réacteurs sont touchés par des travaux de renforcements pour une durée moyenne de 60 jours, alors le coût total d'indisponibilité serait de 2,4 milliards d'euros.

<sup>747</sup> Réseau Sortir du Nucléaire, « Séismes : EDF évalue à 1,9 milliard d'euros les travaux à faire sur ces réacteurs nucléaires », 10 juillet 2007, p.4

<sup>748</sup> Ibid., p.2-3

la nouvelle organisation du régime de régulation des risques nucléaires du début des années 2000, les experts d'EDF veulent mettre fin à la co-construction de la sûreté. Il ne s'agit plus ici, en effet, d'élaborer une décision technique consensuelle entre les différents acteurs par leur collaboration ou par la confrontation des points de vue, mais de mettre à l'épreuve la démonstration de l'exploitant. Dans ce nouveau mode de fonctionnement, c'est aux experts de l'IRSN de démontrer que la position défendue par EDF n'est pas bonne et il leur faut des arguments solides. En dernier ressort, c'est l'arbitrage économique qui pourrait intervenir pour limiter l'étendue des travaux à réaliser. Une dérogation de l'application de la nouvelle règle pourrait être envisagée pour les deux plus vieilles centrales qui génèrent la majorité des travaux qui pourraient être engendrés. Ce document est rédigé quelques jours après la deuxième réunion technique EDF/IRSN. Si les experts d'EDF entendent continuer à participer à ces réunions, il est clair pour eux que les spectres qui seront utilisés dans le cadre des vérifications de robustesse parasismique des réexamens de sûreté des paliers 1300 MWe et 900 MWe seront ceux proposés par EDF entre 2000 et 2001.

La raison de cette inflexibilité quant au spectre SMS à utiliser tient au coût supplémentaire qu'engendrerait l'utilisation d'aléas sismiques plus élevés, mais également au fait que les études de vérification de robustesse ont déjà commencé et qu'elles se fondent sur les spectres EDF de 2000 et 2001. Pour les experts d'EDF, l'utilisation des évaluations d'aléas sismiques IRSN engendrerait ainsi un cadrage totalement différent de l'entendue de la vérification de robustesse dans le cadre des réexamens de sûreté. Cela engendrerait des études sur beaucoup plus de bâtiments et d'équipements de plus de sites, plus de réacteurs et in fine risquerait d'étendre considérablement les travaux de renforcement nécessaires<sup>749</sup>. Face à cette menace, les experts d'EDF envisagent même, si besoin, de passer outre le cadre du dialogue technique pour imposer l'utilisation de leurs spectres. Dans un mail envoyé à l'état-major de Division production Nucléaire d'EDF par un représentant de l'électricien au retour de la réunion initiale du 24 octobre 2002 au siège de l'Autorité de sûreté, qui a été mis en ligne par le Réseau sortir du Nucléaire, il est précisé que :

*« On savait que la menace planait. Elle est présentée par le BERSSIN pour les sites 1300. Leur position 900 n'est pas finalisée, mais elle est aussi claire. La représentation d'EDF à l'instruction technique RFS 2001 doit être adaptée à l'enjeu. Il faut mobiliser stratégiquement au-dessus des experts pour lever la contrainte. Action à caler entre Directions DPN [Division de la production nucléaire] et DIN [Division ingénierie nucléaire]. Une communication de haut niveau vers la DGSNR [Autorité de sûreté] est requise. Des actions de lobbying ou contrefeu (autres experts) sont-elles possibles ? Alors que la discussion VD3 900 s'engage, un message fort doit être calé : **avec une RFS 2001 à ce niveau, on ne peut pas accepter de la prendre au référentiel** [en gras dans le texte]. Il faut trouver une échappatoire à cette menace. Dans la démarche projetée, c'est une étude d'impact qui doit définir jusqu'où il serait acceptable industriellement de réévaluer le séisme. Et donc de déroger, pour certains sites (ex. CPO[Fessenheim et Bugey]) à l'application de la RFS. Les études d'impact menées par la DIN*

---

<sup>749</sup> Ibid., p.5



*sont donc essentielles au calage de la stratégie à venir et sont engagées sur base de nos spectres EDF »*<sup>750</sup>

Cet extrait expose clairement la stratégie envisagée par certains experts d'EDF sur la question des spectres SMS réévalués. Si les spectres proposés par EDF ne peuvent être retenus dans le cadre du dialogue technique, alors d'autres options sont envisagées. Parmi celles-là, outrepasser le cadre de l'expertise du dialogue technique et discuter directement avec les hauts responsables de l'IRSN et de l'Autorité de sûreté pour fonder la décision non plus sur une base scientifique et technique, mais sur une base économique et industrielle. C'est ainsi que le 5 mars 2003, après avoir annulé l'ultime réunion technique avec l'IRSN, les experts d'EDF ont rédigé un courrier à l'attention de l'Autorité de sûreté nucléaire pour lui signifier que ce sont ses spectres SMS qui seront utilisés dans le cadre des réexamens de sûreté des paliers 900 MWe et 1300 MWe. Le 2 juin 2003, le chef de l'Autorité de sûreté répond à ce courrier en précisant ses conclusions et ses demandes concernant d'une part l'interprétation de la RFS 2001-01 et d'autre part, concernant son application pour les deux réexamens de sûreté à venir. Dans ce courrier, pour la première fois, l'Autorité de sûreté effectue un arbitrage entre les positions défendues par les experts de l'IRSN et d'EDF sur l'ensemble des points conflictuels et sur l'ensemble des sites. Le courrier décrit alors l'ensemble des études demandées par l'Autorité de sûreté à EDF.

D'une part, la lettre revient sur les divergences d'interprétation de la RFS 2001-01 entre les experts de l'IRSN et d'EDF et entend trancher définitivement ces divergences. Les deux divergences d'interprétation du texte portent, d'une part, sur la pratique de filtrage par l'intensité exercée par les experts d'EDF pour éliminer de la définition des SMHV certains séismes proches et, d'autre part, sur l'utilisation du spectre minimal forfaitaire dans le cadre des réexamens de sûreté. Dans les deux cas, l'Autorité de sûreté a donné raison à celui qui interprétait la règle selon le texte et non selon la volonté originelle partagée lors de son examen par les deux Groupes permanents d'experts. En effet, l'Autorité de sûreté conclut que l'interprétation faite par les experts d'EDF sur la détermination des SMHV à partir de la seule intensité était conforme à la règle, mais sous réserve d'apporter des éléments de vérification du bon comportement des équipements, qui sont susceptibles d'être sensibles aux mouvements à haute fréquence<sup>751</sup>.

Pour ce qui est de l'utilisation du spectre minimal forfaitaire, là encore l'Autorité de sûreté se positionne à l'encontre de l'accord tacite des différents participants aux réunions des Groupes permanents qui voulait que son utilisation soit réservée au « dimensionnement » des installations nouvelles. La mention « dimensionnement initial » proposée par les experts d'EDF pour bien signifier cette destination avait alors été écartée, car elle semblait être un pléonasme. Dans ce cas, l'Autorité donne raison aux experts de l'IRSN qui prônaient son

---

<sup>750</sup> Réseau Sortir du Nucléaire, « Séismes : EDF met en place un lobbying « au plus haut niveau » pour empêcher la prise en compte des données gênantes », 10 juillet 2007, p.4-5

<sup>751</sup> Ibid., p.3

utilisation également dans les réexamens. L'Autorité de sûreté fonde sa position sur le principe fondateur des réexamens de sûreté qui vise à comparer les centrales existantes avec des centrales analogues si elles étaient conçues avec les règles récentes. Il est ainsi précisé dans la lettre que :

*« L'un des buts de la démarche de réexamen de sûreté est de comparer le niveau de sûreté des centrales nucléaires à celui qui est requis lors de la conception des nouvelles installations nucléaires. Dans cette logique, je considère que l'ensemble des exigences énoncées dans la RFS 2001-01 doivent être prises en considération dans la démarche de réexamen de sûreté. Ce principe s'applique au paragraphe 2.4.1.3 de la RFS 2001-01, relatif à la prise en compte d'un spectre minimal forfaitaire calé à 0,1g »<sup>752</sup>*

Une autre source de divergences est tranchée par l'Autorité de sûreté sur la base de son interprétation propre de la règle. Il s'agit des écarts en matière de zonages sismotectoniques et de détermination des caractéristiques des séismes de référence. Par l'Autorité de sûreté, la marge d'un degré d'intensité utilisée pour la détermination des séismes majorés de sécurité a pour vocation à couvrir les incertitudes inhérentes à la détermination des séismes de référence et donc permet de tolérer des divergences d'évaluation. Toutefois, il est précisé dans la lettre que ces divergences ne peuvent excéder la marge apportée par le SMS et que, par conséquent, les spectres SMS proposés par les experts d'EDF ne doivent pas être inférieurs aux spectres SMHV de leurs homologues de l'IRSN<sup>753</sup>.

Sur ces points, l'Autorité de sûreté apporte un véritable avis nouveau, extérieur au dialogue technique habituel. Elle propose une interprétation propre de la règle qui fait fi des débats passés. Plus encore, elle prend des décisions sans l'avis des groupes permanents et même à l'encontre de leur volonté. Une telle attitude de l'Autorité de sûreté est un fait totalement nouveau, du moins sur la thématique de la robustesse parasismique. Elle est révélatrice d'une véritable évolution des positionnements des différents acteurs au tournant des années 2000. Durant cette période, les experts d'EDF font savoir autant que possible que leur statut a changé, qu'ils sont désormais des industriels à part entière, soumis aux lois du marché et non plus le simple organe détaché de l'état chargé d'exploiter les usines productrices d'électricité de France. Avec ce nouveau statut, ils entendent assumer des positions fortes, pouvant être divergentes de celles des autres acteurs, non consensuelles et qui tiennent mieux compte des exigences économiques. Face à cela, les experts de l'IRSN et le Groupe permanent sont quelque peu dépourvus d'action puisque ni la constitution d'un groupe de travail ni les décisions du Groupe permanent ne permettent plus de faire émerger une position consensuelle. La grande machine à générer du consensus qu'était le dialogue technique s'enraye. Dans ce cadre, l'Autorité de sûreté assume pleinement son rôle d'arbitre sur les questions de sûreté et impose des positions qui ne sont ni celles des experts de l'IRSN, ni

---

<sup>752</sup> DGSNR, « Réexamen de sûreté des centrales nucléaires VD2 1300 MWe et VD3 900 MWe : Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations nucléaires, en application de la RFS 2001-01 », courrier du Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection au Directeur de la division de l'ingénierie nucléaire d'EDF, Paris, 2 juin 2003, p.2

<sup>753</sup> Ibid.

celles de leurs homologues d'EDF, ni celles des Groupes permanents d'experts. C'est à l'Autorité de sûreté qu'il revient de décréter la position qui fera consensus quand celle-ci ne peut émerger naturellement du dialogue technique. Ceci est une véritable nouveauté, qui ne vise pas à remplacer le dialogue technique, mais propose une alternative au mode de résolution de conflit mieux adaptée à l'intégration de contraintes autres que strictement scientifiques et techniques. Dans cette période, l'organe de sûreté du ministère de l'Industrie change d'envergure : il passe d'organe administratif à véritable Autorité de sûreté. Avec cette évolution vient l'acquisition d'un pouvoir nouveau, acquis aux dépens des experts de l'IRSN et du Groupe permanent. Auparavant, ces derniers avaient le monopole de l'évaluation de sûreté. Ce sont eux qui portaient le jugement. Dorénavant, l'Autorité de sûreté peut porter, elle aussi, un jugement propre. L'IRSN, en particulier, passe alors progressivement d'organe d'évaluation et de contrôle de la sûreté à appui technique de l'Autorité de sûreté. L'émergence d'un nouveau centre de pouvoir en matière de décision technique de sûreté ne s'est pas faite sans heurts.

Suite à la lettre de juin 2003, l'interprétation du filtrage par l'intensité dans la définition des SMHV a, en particulier, soulevé certaines contestations. Les experts de l'IRSN ont envoyé deux courriers successifs le 27 juin 2003 et le 2 décembre 2003 pour faire revenir l'Autorité de sûreté sur son avis. Dans le premier courrier, ils demandent à l'Autorité de revoir sa décision en justifiant le fait qu'elle est contraire à l'esprit de la règle. Il est écrit en particulier que :

*« L'IRSN considère que certaines formulations de cette lettre (commentées par la note d'information publiée sur le site web de la DGSNR) sont de nature à modifier de facto les conditions d'application de la RFS 2001-01, tel que l'IRSN l'interprétait à la lumière des discussions techniques intervenues au sein du processus de révision (groupe de travail ad hoc, réunions des groupes permanents ...) »<sup>754</sup>*

En plus de la remise en cause de cette interprétation de la RFS 2001-01, le courrier de l'IRSN de juin 2003 apporte une nouvelle lecture de la règle. En fait, la version publiée de la règle présente quelques différences de formes par rapport à celle validée par les Groupes permanents. Parmi ces différences, le texte stipulant les incertitudes que vise à couvrir la marge obtenue par la définition du séisme majoré de sécurité a été modifié. Dans la version examinée par les Groupes permanents, il était précisé que cette marge visait à couvrir les incertitudes concernant la détermination des caractéristiques des séismes historiques, mais également les incertitudes relatives au zonage sismotectonique. Cette dernière précision a été supprimée de la version publiée. C'est sur la base de cette suppression que les experts de l'IRSN font reposer leur nouvelle interprétation de la marge du SMS dans la RFS. Selon eux, désormais, le texte de la RFS 2001-01 ne précise pas que la marge apportée par la détermination du SMS doit servir à couvrir les incertitudes relatives aux zonages

---

<sup>754</sup> IRSN, « Réexamens de sûreté des centrales nucléaires VD21300 MWe et VD3 900 MWe. Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations nucléaires, en application de la RFS 2001-01 », Lettre envoyée au directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR) le 27 juin 2003, p.2

sismotectoniques. Pourtant, ce sont les experts de l'IRSN qui avaient insisté en 1998 pour ajouter cette mention de zonage sismotectonique au texte de la RFS. Et cette mention était toujours présente au fil des réunions du Groupe de travail et lors des réunions des Groupes permanents de 2000. Les experts de l'IRSN, à leur tour, entrent dans le jeu de l'herméneutique des règles.

Pour appuyer cette double position, aussi bien contre l'interprétation du filtrage par l'intensité que par l'exclusion des incertitudes relatives au zonage de la marge forfaitaire du SMS, les experts de l'IRSN envoient un second courrier en décembre 2003 accompagné d'une étude du BERSSIN sur les incertitudes et marges associées à l'évaluation de l'aléa sismique selon la démarche RFS 2001-01. Cette étude tend à montrer que l'ensemble des incertitudes relatives à la définition des mouvements sismiques sont d'un ordre de grandeur supérieur à la marge obtenue par la détermination du séisme majoré de sécurité. De ce fait, la note de l'IRSN incite à adopter en plus de cette marge forfaitaire, une approche conservatrice dans la détermination des différentes caractéristiques des séismes<sup>755</sup>. En particulier, l'étude jointe au courrier de l'IRSN tend à montrer que le zonage sismotectonique devrait être éliminé du périmètre de la marge forfaitaire apportée par le SMS. Cette position est argumentée par le fait que le zonage est déterminant dans le choix des séismes de référence et peut conduire à ne pas prendre en compte certains séismes. De ce fait, différentes hypothèses de zonages peuvent présenter des divergences d'un ordre de grandeur bien supérieur au degré d'intensité macrosismique ajouté forfaitairement pour le SMS. L'incidence des divergences a alors une nature différente qui n'est pas celle de la simple incertitude entourant la définition des caractéristiques des séismes. De plus, l'étude IRSN conclut que les hypothèses de zonages ont une incidence directe sur l'incertitude dans la définition des autres paramètres ce qui tend à confirmer sa nature différente<sup>756</sup>.

En dépit des efforts des experts de l'IRSN pour contester l'usage fait du nouveau pouvoir de l'Autorité de sûreté, cette dernière ne reviendra pas sur sa décision. Cette décision, qui juge acceptable le filtrage par l'intensité est toutefois assortie d'une demande d'analyse sous 6 mois de l'impact des séismes entraînant de fortes accélérations à haute fréquence sur les équipements. Les experts d'EDF envoient alors un courrier le 27 novembre 2003 répondant à cette demande. Ce courrier justifie sur la base du dossier monté en 2000 à l'occasion de la mise à jour de la RFS, la moindre nocivité des séismes proches. Leur argumentaire pour ne pas tenir compte des séismes proches est le suivant :

*« Les méthodes de calcul des sollicitations transmises aux équipements (spectres de plancher) utilisées en conception sont conservatrices. Ces méthodes sont linéaires et ne prennent pas en compte les spécificités des séismes dits proches (faible magnitude et faible distance focale). L'analyse du retour d'expérience montre qu'un séisme proche peut endommager des structures fragiles, mais n'endommage pas significativement une installation ayant fait l'objet d'un*

---

<sup>755</sup> IRSN, « Incertitudes et marges associées à l'évaluation de l'aléa sismique selon la démarche de la RF52001-01 », Lettre envoyée au directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR) le 1<sup>er</sup> décembre 2003, p.3

<sup>756</sup> Ibid., p.22

*dimensionnement sismique. C'est pourquoi nous avons exprimé cette position dans le cadre de l'élaboration de la RFS 2001-01 et avons proposé une méthode pour prendre en compte les séismes proches en conception. Les résultats complémentaires obtenus depuis en R&D confirment ces conclusions et apportent des arguments tangibles qui montrent que les spectres de planchers calculés au moyen des méthodes de conception linéaires couvrent le cas des séismes proches même si le spectre de réponse de ces derniers peut dépasser le spectre retenu à la conception. Le filtrage des séismes par l'intensité contribue ainsi à ne retenir que les séismes qui, de par le retour d'expérience matérialisé par l'intensité macrosismique, conduiraient aux dommages les plus importants sur nos installations, tant sur le plan du génie civil que sur le plan de la tenue des équipements »<sup>757</sup>*

La position des experts d'EDF est toujours de soutenir qu'en dépit du dépassement systématique des spectres de dimensionnement par les spectres correspondants à des séismes proches, la robustesse parasismique de ses installations n'est pas pour autant remise en cause. L'illusion de la nocivité de ces séismes est due aux modes de traitement et d'analyse du mouvement sismique utilisés dans le dimensionnement qui ne tiennent pas compte d'un ensemble de phénomènes (ductilité, filtration des mouvements hautes fréquences par le radier, interaction sol-structure, etc.) qui réduisent considérablement la nocivité de tel séisme, notamment du fait de leur faible durée et de leur faible contenu énergétique. Suite à cette démonstration, la position des experts d'EDF est clairement affichée : la filtration par les intensités dans la définition des SMHV a pour but de ne pas tenir compte de ces séismes dont on sait qu'ils sont moins nocifs.

La nouvelle position forte assumée par l'Autorité de sûreté sur l'imposition d'une interprétation de la règle se poursuit dans la lettre du chef de l'Autorité par la déclinaison de ses implications, site par site, à l'aune des deux réexamens de sûreté qui débutent.

Pour le deuxième réexamen de sûreté à l'occasion des troisièmes visites décennales du palier 900 MWe, cinq sites sont identifiés comme problématiques par le chef de l'Autorité de sûreté : Chinon, Blayais, Saint-Laurent, Dampierre-en-Burly et Bugey. Ces sites sont jugés problématiques du fait que, d'une part, les spectres SMS EDF sont inférieurs aux spectres SMHV IRSN et que, d'autre part, ces derniers engendrent des dépassements du spectre de dimensionnement. Les différences entre les spectres EDF et IRSN sont issues de divergences d'interprétation à la fois du zonage sismotectonique et du choix des caractéristiques des séismes<sup>758</sup>. Pour le site de Chinon, le chef de l'Autorité de sûreté demande aux experts d'EDF de modifier les paramètres pour que le spectre SMS soit supérieur au spectre SMHV de l'IRSN ou à défaut de prendre le spectre SMHV de l'IRSN comme spectre de référence pour le site<sup>759</sup>. La décision sur le site de Chinon est cruciale, car il est considéré comme enveloppe

---

<sup>757</sup> EDF, « Réponse à la DGSNR / Fiche de Synthèse », ENGSDS030242, 27 novembre 2003, p.3

<sup>758</sup> DGSNR, « Réexamen de sûreté des centrales nucléaires VD2 1300 MWe et VD3 900 MWe : Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations nucléaires, en application de la RFS 2001-01 », courrier du Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection au Directeur de la division de l'ingénierie nucléaire d'EDF, Paris, 2 juin 2003, p.3-4

<sup>759</sup> Ibid., p.4

des autres sites pour l'étude de vérification de la robustesse parasismique du palier 900 MWe à l'application de la nouvelle RFS. De ce fait, si le choix du spectre SMS du site de Chinon est de nature à remettre en cause la robustesse parasismique de la centrale, de nouvelles études devront être conduites sur les autres sites du palier. À l'inverse si la démonstration de robustesse est maintenue sur le site de Chinon, elle l'est également *a priori*, pour le reste du palier standardisé.

Pour les sites de Blayais, Saint-Laurent et Dampierre, le chef de l'Autorité de sûreté demande aux experts d'EDF de prendre en compte le spectre minimum forfaitaire dans la définition des SMS. En effet, pour les fréquences relativement basses, les spectres SMS d'EDF sont inférieurs aux spectres minimaux forfaitaires, ce que le chef de l'Autorité de sûreté juge contraire aux exigences de la RFS 2001-01. Par contre, pour les sites de Saint-Laurent et surtout du Blayais, le chef de l'Autorité de sûreté donne raison aux experts d'EDF, jugeant que les spectres SMS de l'IRSN sont trop forts et contraires à la sismicité générale des régions considérées. En particulier, pour le site du Blayais, il écrit que :

*« L'évaluation de l'aléa sismique effectuée par l'IRSN conduit à un niveau de SMS parmi les plus élevés pour les sites EDF alors que la région de Bordeaux est caractérisée par une sismicité faible. En conséquence, je considère qu'en l'état actuel des connaissances des caractéristiques sismiques et sismotectoniques de la région de Bordeaux, le zonage EDF est recevable »<sup>760</sup>*

Cette position de l'Autorité de sûreté est en forte contradiction avec l'avis de l'IRSN. La divergence de position entre les experts de l'IRSN et d'EDF tient au non-déplacement de l'épicentre du séisme de Bordeaux 1759<sup>761</sup> sous le site du Blayais pour des arguments sismotectoniques jugés irrecevables par l'IRSN<sup>762</sup>. L'argument de la cohérence entre les spectres SMS évalués par les experts de l'IRSN et d'EDF avec les connaissances générales de la sismicité en France est avancé par l'Autorité de sûreté pour juger irrecevable le spectre IRSN sur le site du Blayais. Si les experts de l'IRSN ne sont pas d'accord avec cette interprétation sur le site du Blayais, ils ne récusent pas pour autant l'argument de la cohérence. Ainsi, sur le site de Saint-Laurent-des-Eaux, ils jugent, eux-mêmes, l'évaluation faite par leurs homologues d'EDF acceptable du fait de la faible sismicité générale de la région et du caractère probablement trop conservateur de leur interprétation de la règle<sup>763</sup>.

Le dernier site problématique est celui de Bugey. Les divergences entre les experts de l'IRSN et d'EDF sur l'évaluation de l'aléa sismique de ce site sont nombreuses et portent aussi bien sur le zonage sismotectonique que sur les paramètres des séismes de référence. La source

---

<sup>760</sup> Ibid.

<sup>761</sup> Les paramètres physiques du séisme de Bordeaux 1759 sont estimés dans la base de données SisFrance à : magnitude 5,1 et profondeur 6km. Le SMS correspondant après déplacement correspond à un séisme de magnitude 5,7 et de profondeur 7km. Ces paramètres ne sont pas exceptionnels en soit - ils sont identiques aux paramètres du SMS du site de Chinon - toutefois le spectre calculé par l'IRSN est parmi les plus importants du fait des caractéristiques du sol du site du Blayais, parmi les plus faibles  $V_{S30}$  du parc EDF. Pour le site de Chinon qui est, à l'inverse le site au sol le plus dur, le même séisme, engendre un spectre de moindre amplitude.

<sup>762</sup> IRSN, « Avis sur l'application de la Règle Fondamentale de Sûreté 2001-01 par EDF pour l'ensemble des sites », mai 2003, p.16

<sup>763</sup> Ibid., p.18-19

principale de divergences tient au déplacement du séisme de Chautagne 1822. Selon les experts d'EDF, ce séisme peut être ramené au plus proche, à 24 km du site de Bugey. Pour l'IRSN, c'est 14 km. Dans ce cas particulier, l'Autorité de sûreté donne raison aux experts de l'IRSN et demande à EDF de retenir pour ce séisme les caractéristiques estimées par l'IRSN<sup>764</sup>.

Pour ce qui est des autres sites du palier 900 MWe, l'Autorité de sûreté juge les spectres SMS EDF recevables. Il s'agit des sites de Cruas, Fessenheim, Gravelines et Tricastin. Parmi ces quatre sites, seule l'évaluation EDF de Fessenheim était contestée par l'IRSN. La divergence provenait du filtrage par l'intensité effectué par les experts d'EDF qui tendait à ne pas considérer les séismes proches dans la définition des SMHV et du SMS. Du fait de l'acceptation par l'Autorité de sûreté de la pratique de filtrage mise en œuvre par les experts d'EDF, l'évaluation est jugée recevable.

Pour les sites du palier 1300 MWe, à l'exception de Belleville pour lequel l'Autorité de sûreté demande à EDF de tenir compte du séisme de référence IRSN, tous sont jugés recevables par l'Autorité de sûreté. L'argument avancé est que les divergences entre les experts de l'IRSN et d'EDF sont couvertes par la marge obtenue par la définition des SMS. Pourtant certains sites présentent des écarts très importants entre les deux évaluations. Il s'agit en particulier des sites de Golfech et Paluel pour lesquelles les spectres IRSN dépassent les spectres de dimensionnement. De plus, pour de nombreux cas, le spectre minimum forfaitaire est supérieur aux spectres SMS calculés par EDF. Conformément à son interprétation de la RFS, l'Autorité de sûreté demande aux experts d'EDF de tenir compte du spectre minimum forfaitaire. Mais à l'inverse du palier 900 MWe, l'Autorité de sûreté envisage une application moins radicale. Il est en effet précisé dans la lettre que :

*« Je vous demande de présenter les conséquences d'une prise en compte de spectre à 0,1g, notamment compte tenu des évolutions des méthodes de dimensionnement. L'opportunité de modifications des installations pourra s'apprécier sur la base d'une analyse « coût/bénéfice pour la sûreté »<sup>765</sup>*

La prise en compte du spectre minimum forfaitaire est imposée de façon beaucoup moins radicale sur le palier 1300 MWe que sur le palier 900 MWe. Il y a de façon générale un écart flagrant de sévérité entre les décisions prises pour le palier 900 MWe et pour le 1300 MWe. Une hypothèse pour expliquer cet écart tient au fait que le réexamen de sûreté du palier 1300 MWe est plus avancé que l'autre. En particulier, le cadrage du réexamen a déjà été validé par le Groupe permanent. À l'inverse, la lettre est envoyée quelques jours avant l'avis du Groupe permanent sur le cadrage du réexamen de sûreté du palier 900 MWe. Un

---

<sup>764</sup> DGSNR, « Réexamen de sûreté des centrales nucléaires VD2 1300 MWe et VD3 900 MWe : Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations nucléaires, en application de la RFS 2001-01 », courrier du Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection au Directeur de la division de l'ingénierie nucléaire d'EDF, Paris, 2 juin 2003, p.5

<sup>765</sup> Ibid., p.6

argument en faveur de cette hypothèse est présent dans la lettre du 2 juin 2003, dans laquelle il est écrit que :

*« Au-delà de l'instruction du réexamen de sûreté VD2 1300 MWe, il convient d'étudier l'impact lié au choix de vos hypothèses lors de la détermination des spectres associés aux SMHV et aux SMS des centrales nucléaires du palier 1300 MWe par rapport aux hypothèses qui ont été choisies par l'IRSN. Cette démarche de vérification de vos hypothèses pourra se faire dans le cadre d'une instruction technique plus générale sur l'évaluation de l'aléa sismique en application de la RFS 2001-01 entre les experts de vos services et ceux de l'IRSN »<sup>766</sup>*

Il est ainsi précisé dans la lettre du chef de l'Autorité de sûreté que les divergences entre l'évaluation EDF et IRSN de l'aléa sismique des sites du palier 1300 MWe pourront être traitées dans un autre cadre que celui du réexamen de sûreté.

La prise de position de l'Autorité de sûreté face aux grandes divergences qui opposent l'exploitant et l'expert indépendant ne donne raison, en définitive, ni à l'un ni à l'autre. Sur certains points, c'est la position des experts de l'IRSN qui est confirmée par l'Autorité de sûreté ; sur d'autres, c'est la position des experts d'EDF qui est validée ; sur d'autres encore, la position de l'Autorité de sûreté ne donne raison ni à l'un ni à l'autre et propose une solution nouvelle. De ce fait, la prise de position de l'Autorité de sûreté ne se résume pas à trancher en la faveur de l'un ou l'autre, mais à proposer une résolution pratique et détaillée en son âme et conscience. À l'occasion d'une interview par des journalistes du journal *Le Monde*, le chef de l'Autorité de sûreté de l'époque a eu l'occasion de s'exprimer sur cet épisode particulier :

*« Le Monde : En 2003, en France, il y a eu conflit entre EDF et l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) sur cet aléa [sismique]. Les antinucléaires vous accusent d'avoir tranché en faveur de l'électricien...*

*Chef de l'Autorité de sûreté : En matière sismique, il y a des chapelles de spécialistes qui se battent avec furie. En l'occurrence, en 2003, j'ai tranché de façon que l'on arrive à une évaluation raisonnable du risque. Je n'ai strictement aucun regret. L'ASN [Autorité de sûreté nucléaire] a pour mission de trancher des débats techniques ou scientifiques »<sup>767</sup>*

Dans sa réponse, le chef de l'Autorité de sûreté présente la vocation de son organisme comme celle de trancher les débats techniques ou scientifiques pour arriver à une évaluation raisonnable du risque. L'analyse de la controverse de 2003 permet de confirmer cette vocation de l'Autorité de sûreté. Elle permet également de faire apparaître ce moment comme l'acte de naissance de cette vocation nouvelle.

La lettre du chef de l'Autorité de sûreté nucléaire a été envoyée 5 jours avant la première réunion du Groupe permanent pour le cadrage du deuxième réexamen de sûreté du palier 900 MWe. Comme il a été vu précédemment, le cadrage de la partie vérification sismique du

---

<sup>766</sup> Ibid.

<sup>767</sup> Interview d'André-Claude Lacoste, par Pierre Le Hir et Hervé Morin, *Le Monde*, 30/03/2011



réexamen n'a pas pu réellement avoir lieu lors des réunions du Groupe permanent du fait précisément de cette lettre qui change la donne. Dans la prochaine section, les conséquences de cette lettre sur la suite du réexamen de sûreté sont examinées.

### **7.3. Maintenir le dialogue technique l'exclusion**

Les études de réévaluation de sûreté du deuxième réexamen du palier 900 MWe doivent être réalisées au début de l'année 2005 pour pouvoir être intégrées au lot de modifications à implémenter sur les différents réacteurs au cours de leur troisième visite décennale dont la première est celle du réacteur 1 de Tricastin, prévue au printemps 2009. Corrélativement à ce calendrier industriel, deux dossiers sont examinés par le Groupe permanent chargé des réacteurs, un en mars 2005 pour faire le bilan des études avant l'élaboration des lots de modifications et un en novembre 2008 pour faire le bilan de l'ensemble du réexamen. Cependant, du fait de l'intervention politique de l'Autorité de sûreté, la thématique de vérification de la robustesse parasismique des réacteurs de 900 MWe se détache du processus de réexamen de sûreté et suit désormais un calendrier propre. En conséquence, l'examen par le groupe permanent de ce dossier est largement réduit. C'est précisément de ce processus d'individualisation des questions de risque sismique dont il est question dans cette dernière section du chapitre 5.

Au mois de décembre 2003, les experts d'EDF transmettent à l'Autorité de sûreté ces nouveaux spectres SMS de sites tenant compte des demandes exprimées dans la lettre de l'Autorité de sûreté du 2 juin. Les résultats de cette nouvelle évaluation des aléas sismiques des sites de 900 MWe identifient 4 sites dont les spectres SMS dépassent les spectres de dimensionnement pour certaines gammes de fréquences. Les sites de Tricastin, Gravelines et Chinon ont un spectre SMS qui dépasse le spectre de dimensionnement dans les hautes fréquences (au-delà de 5 Hz). Le site de Chinon est considéré comme particulièrement problématique du fait de la raideur du sol de fondation qui est nettement supérieure au standard du palier (60 000 bars contre une gamme comprise entre 5 000 et 20 000 bars pour le standard). Du fait de cette raideur particulièrement importante, les mouvements hautes fréquences sont moins atténués et la robustesse parasismique pour de tels mouvements est en conséquence remise en question. L'autre site, devenu problématique suite à la demande de l'Autorité de sûreté de prendre en compte les hypothèses des experts de l'IRSN dans l'évaluation du séisme de référence, est le site de Bugey, pour lequel le spectre SMS dépasse désormais à pratiquement toute fréquence le spectre de dimensionnement. L'enjeu du deuxième réexamen de sûreté est donc de prouver que la démonstration de robustesse parasismique n'est pas remise en cause pour ces quatre sites. La robustesse parasismique des autres sites n'est pas remise en cause du fait que leur spectre SMS soit enveloppé à toute fréquence par leur spectre de dimensionnement.

Dans un premier temps, courant 2004, l'Autorité de sûreté demande aux experts de l'IRSN de donner leur avis, non pas sur les spectres directement, mais sur l'adéquation de la réponse des experts d'EDF par rapport aux exigences de l'Autorité de sûreté exprimées dans la lettre du 2 juin. Ainsi, si l'Autorité de sûreté nucléaire a pu trancher certains points de tension entre les experts de l'IRSN et d'EDF, elle ne possède pas pour autant une capacité d'expertise propre et doit se reposer sur celle des experts de l'IRSN.

L'avis de ces derniers est fourni septembre 2004 et conclut, que la réactualisation du référentiel d'EDF prend désormais bien en compte le spectre minimal forfaitaire sur l'ensemble des sites. Par contre, il conclut également que les experts d'EDF ne justifient pas suffisamment leurs choix d'hypothèses, notamment concernant les caractéristiques des séismes historiques, ainsi que l'influence de ces choix sur l'évaluation de l'aléa sismique. Il note que ces justifications sont nécessaires pour identifier les points les plus sensibles nécessitant l'approfondissement des connaissances. Les experts d'EDF proposent alors de mettre en place un nouveau groupe de travail, intégrant des experts et scientifiques hors nucléaire pour revoir, encore, l'ensemble des aspects impactant la détermination des mouvements sismiques. Concernant les spectres SMS EDF des différents sites, les experts de l'IRSN estiment que, pour le palier 900 MWe, la proposition du nouveau référentiel d'EDF est conforme aux demandes exprimées de l'Autorité de sûreté, excepté pour le site de Chinon. Pour ce dernier en effet, l'Autorité de sûreté demandait à ce que les experts d'EDF vérifient que leur spectre SMS couvrait bien le spectre SMHV IRSN, relatif au séisme de 1657 translaté à l'aplomb du site, avec une intensité épiscopale fixée à VII-VIII MSK et une profondeur à 4 km. Selon l'avis des experts de l'IRSN, leurs homologues d'EDF n'ont pas fourni les justifications demandées concernant la révision à la baisse (par rapport aux anciennes valeurs issues de la base de données SisFrance) des intensités épiscopales des séismes de la Loire. En outre, le caractère enveloppe du niveau SMS retenu par les experts d'EDF par rapport aux caractéristiques du SMHV est insuffisamment démontré, compte tenu de l'absence de marge au-delà de 1 Hz<sup>768</sup>.

Avec les nouveaux spectres SMS EDF, deux sites sont particulièrement touchés par des dépassements des spectres de dimensionnement. Il s'agit des sites de Chinon, pour lequel des dépassements sont constatés entre 7 et 30Hz et du site de Bugey au-dessus de 2 Hz. Les sites de Tricastin et Gravelines sont également touchés par des dépassements de spectre au-delà de 5 Hz, du même ordre de grandeur que ceux du site de Chinon. Toutefois, les sols des deux sites appartiennent à une classe de sol plus souple, contenue dans le standard, et mieux à même de filtrer une partie des mouvements hautes fréquences. De plus, selon les experts d'EDF, la robustesse parasismique de la centrale du Tricastin est acquise pour un spectre de mouvement de sol DSN 0,3g, suite à l'étude de 1976, qui enveloppe le spectre

---

<sup>768</sup> IRSN, « Avis sur la mise à jour du référentiel (version 2004) des spectres de sol des sites électronucléaires EDF, conformément aux conclusions de l'instruction technique relative à l'évaluation de l'aléa sismique selon la démarche de la RFS 2001-01 (Décision DGSNR du 2 juin 2003), lettre au Directeur général de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, 10 septembre 2004, p.3-4

SMS du site. Enfin, cette démonstration de robustesse sur le site de la Drôme est également valable pour le site du Nord. En effet, la similarité des centrales et de leur sol de fondation permet la transposition des résultats de l'étude effectuée sur les réacteurs de Tricastin aux 6 réacteurs de Gravelines. Cette démonstration de robustesse proposée par les experts d'EDF n'est pas mise en doute par les experts de l'IRSN et ne fait pas l'objet de débats particuliers. Par ailleurs, au vu de la gamme de fréquences où ont lieu les dépassements, les experts d'EDF identifient deux points particulièrement sensibles des installations : le bâtiment électrique et d'exploitation (BEE) et les locaux électriques (LE). Ces deux bâtiments sont classés importants pour la sûreté du fait qu'ils contiennent de nombreux systèmes indispensables au maintien des fonctions de sûreté. Par exemple, ils contiennent la salle de commande, l'essentiel des armoires électriques et panneaux de contrôle essentiels à la conduite du réacteur. À *contrario*, ces deux bâtiments sont beaucoup plus légers que les autres bâtiments importants pour la sûreté du fait qu'aucune matière radioactive ne transite ni ne stationne à l'intérieur. Les deux critères utilisés par les experts d'EDF pour justifier le choix de l'étude de ces bâtiments est, d'une part, leurs fréquences propres qui correspondent aux fréquences pour lesquelles des dépassements du spectre de dimensionnement par le spectre SMS sont observés et, d'autre part, leur sensibilité particulière au phénomène de torsion d'ensemble du bâtiment ainsi qu'aux vibrations de plancher sous séisme vertical qui ont été découvertes lors des études de conception du palier 1450 MWe.

Pour Chinon, la problématique est étendue aux autres bâtiments de l'îlot nucléaire (bâtiment réacteur, bâtiment des auxiliaires nucléaires, bâtiment combustible, etc.). L'impact des nouveaux spectres SMS porte aussi sur les ouvrages spécifiques au site (prise d'eau dans le fleuve ou dans la mer, radier, etc.) qui, dans certains cas, sont dimensionnés à partir d'un référentiel plus bas que les parties standardisées des centrales. C'est le cas par exemple du site de Dampierre-en-Burly dont les parties standardisées sont dimensionnées sur la base du spectre EDF 0,2g, mais dont les parties spécifiques au site sont dimensionnées à partir du même spectre EDF, mais calées à 0,1g. Enfin, les deux plus vieilles centrales, Fessenheim et Bugey, sont jugées plus sensibles que le palier standardisé du fait de leur conception singulière. De ce fait, Bugey, mais aussi Fessenheim, fait l'objet d'une revue complète de robustesse parasismique à partir de leur SMS respectif.

Les études conduites par les experts d'EDF en 2005 sont en nombre très limité par rapport à l'étendue du programme d'étude qu'exigent les nouveaux spectres SMS. Par exemple, le cas de Bugey n'est pas étudié et seuls les bâtiments et équipements de Chinon sont abordés. L'intervention politique de l'Autorité de sûreté a troublé le calendrier des études, le rendant incompatible avec celui du réexamen de sûreté. Ainsi, les seules études présentées à échéance de la réévaluation de sûreté du deuxième réexamen du palier 900 MWe concernent la tenue des bâtiments électriques et d'exploitation ainsi que des locaux électriques du site de Chinon ainsi que l'étude de risque d'agression de bâtiments importants pour la sûreté par la salle des machines de Fessenheim sous SMS réévalué selon la RFS 2001-01. Le cadrage de l'étude par

les experts d'EDF est présenté dans l'avis des experts de l'IRSN rédigé en vue de la réunion du Groupe permanent de mars 2005 :

*« Au titre de l'influence de l'évolution des mouvements sismiques caractérisant le SMS suite à l'application de la RFS 2001-01, EDF estime que :*

*Pour le site de Chinon, compte tenu des caractéristiques de sol qui sont celles d'un sol raide de type rocher ( $E = 6000$  MPa) et du fait que le spectre réévalué, caractérisant le SMS, présente des dépassements à haute fréquence par rapport au spectre de dimensionnement des ouvrages (spectre EDF calé à 0,2 g), les BEE et LE doivent être étudiés ;*

*Pour le site de Tricastin, le spectre réévalué étant enveloppé :*

- au-dessous de 4 Hz, par le spectre de dimensionnement (spectre EDF calé à 0,2 g),*
- au-dessus de 4 Hz, par le spectre DSN calé à 0,3 g pour lequel il a été effectué une vérification des ouvrages de ce site,*

*Il n'est pas nécessaire d'étudier les BEE et LE ;*

*Pour le site de Gravelines, étant donné qu'il est comparable au site de Tricastin à la fois en termes de caractéristiques de sol (sol moyen - souple) et de mouvement sismique réévalué et que la conception des ouvrages est de type palier, il n'est pas nécessaire d'étudier les BEE et LE ;*

*Pour les autres sites du palier CPY, les spectres réévalués étant enveloppés par le spectre de dimensionnement (spectre EDF calé à 0,2 g), il n'est pas nécessaire d'étudier les BEE et LE »<sup>769</sup>*

Ces études n'épuisent pas les exigences faites par l'Autorité de sûreté en vue des troisièmes visites décennales qui doit autoriser le fonctionnement des 34 réacteurs pour 10 années supplémentaires. Il est précisé dans l'avis de l'IRSN, qu'un certain nombre d'études supplémentaires sont conduites, mais dans un autre cadre que celui des réexamens de sûreté. Il est ainsi précisé que :

*« L'application de cette démarche [de vérification sismique] :*

- aux bâtiments électriques et aux bâtiments périphériques ouest (BPO) des réacteurs du palier CPO [Bugey et Fessenheim],*
- à la salle des machines de Bugey et des sites du palier CPY [palier standardisé 900 MWe],*
- aux ouvrages de l'îlot nucléaire de Chinon (hors BEE et LE) et du Bugey,*
- au bâtiment combustible (BK) de Fessenheim,*
- aux ouvrages de site de Dampierre, Gravelines, Chinon et Bugey,*
- aux tuyauteries du bâtiment RRI de Fessenheim,*

*sera analysée ultérieurement dans un autre cadre »<sup>770</sup>*

<sup>769</sup> IRSN, « Études associées au réexamen de sûreté VD3 900 MWe », Rapport DSR N° 58, 2005, Tome 1, Chapitre 2, p.28-29

<sup>770</sup> Ibid., p.27

La désolidarisation des études de vérification sismique du processus réexamen de sûreté est un fait tout à fait exceptionnel. Lors de la réunion du Groupe permanent pour l'examen des études menées dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté devant servir de base à l'établissement des modifications, la question des études restantes est soulevée par un membre du Groupe permanent qui s'étonne de ce décalage calendaire :

*« Membre du Groupe permanent : Il reste pas mal de choses à faire par EDF sur d'autres bâtiments.*

*IRSN : L'ensemble des bâtiments de Bugey doit être réévalué au titre de la réévaluation sismique.*

*Membre du Groupe permanent : Intervention hors micro ...*

*IRSN : Il y a également tout l'ensemble de Chinon, puisque c'est au niveau de la réévaluation sismique, ainsi que les ouvrages du site de Gravelines.*

*Membre du Groupe permanent : Quand aurons-nous tout cela ?*

*IRSN : Tout sera traité au fur et à mesure.*

*Membre du Groupe permanent : Cela repassera-t-il par le Groupe permanent ?*

*IRSN : Je ne pense pas que ce soit prévu pour le moment »<sup>771</sup>*

Non seulement une grande partie des études de vérification de la robustesse parasismique est déconnectée du processus de réexamen de sûreté, mais en plus ces études semblent se déconnecter également du processus pratique de règlement des questions techniques, puisqu'elles ne feront pas l'objet d'un examen par le Groupe permanent. Pour ce qui est des études effectuées à échéance du réexamen de sûreté et analysées par les experts de l'IRSN dans l'avis transmis au groupe permanent, elles font également l'objet d'un examen très réduit.

Deux études font partie de l'avis de l'IRSN faisant le bilan des études conduites dans le cadre de la préparation des modifications : la première étude porte sur la vérification de tenue au SMS du site de Chinon du bâtiment électrique et d'exploitation et des locaux électriques ; la seconde étude porte sur l'évaluation du risque d'agression de bâtiments importants pour la sûreté par la salle des machines de Fessenheim. Pour la première étude, la démarche de vérification pour chaque bâtiment s'est établie en trois temps. D'abord calculer les spectres planchers, c'est-à-dire les spectres de mouvements à chaque niveau des bâtiments correspondants aux spectres SMS du site. Ensuite, vérifier par comparaison du niveau des spectres calculés par rapport à celui des spectres pris en compte lors de la conception que ces derniers sont enveloppe des premiers. Enfin, vérifier le respect des exigences de sûreté associées au génie civil, fondé sur la comparaison des déplacements et des efforts globaux calculés à chaque niveau de plancher par rapport aux déplacements et aux efforts globaux

---

<sup>771</sup> Minutes des réunions du Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs du 24 mars, 31 mars et 21 avril 2005 concernant le réexamen de sûreté relatif aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, 16 septembre 2005, p.29

calculés lors de son dimensionnement. L'étude des experts d'EDF conclut sur la non-remise en cause de la démonstration de robustesse parasismique des locaux électriques du site de Chinon. Les experts de l'IRSN sont d'accord avec cette conclusion. On peut ainsi lire dans l'avis que :

*« En conséquence, l'IRSN estime acceptable les conclusions d'EDF qui considère que les résultats de cette étude ne mettent pas en cause le dimensionnement au SMS des bâtiments électriques BEE et LE-9LA des sites du palier CPY et des matériels qu'ils abritent »<sup>772</sup>*

La seconde étude porte sur le risque d'agression de bâtiments importants pour la sûreté par la salle des machines sur le site de Fessenheim et s'inscrit dans le cadre de la continuité de la démarche séisme événement lancée lors du premier réexamen de sûreté. Toutefois, cette étude a été livrée hors délai par les experts d'EDF et ne peut, de ce fait, faire l'objet d'un avis de l'IRSN. De plus, les éléments de l'étude fournis par les experts d'EDF sont incomplets. Ils permettent de conclure au maintien de l'intégrité de la salle des machines en cas de SMS, mais pas en l'absence d'entrechoquement du bâtiment avec les bâtiments voisins. Les experts d'EDF se sont engagés à fournir des compléments à son étude en 2006. Il est précisé dans l'avis de l'IRSN que les compléments proposés par les experts d'EDF semblent acceptables :

*« EDF a proposé l'action suivante : afin de conforter la démonstration d'absence de contact entre la salle des machines et les bâtiments IPS voisins sous séisme SMS réévalué suivant la RFS 2001-01, EDF fournira, pour mai 2006, un rapport d'étude complémentaire sur l'évaluation des déplacements [...] L'IRSN estime que cette proposition est recevable, pour ce qui concerne l'évaluation des déplacements »<sup>773</sup>*

Ces deux études font l'objet d'une analyse très succincte des experts de l'IRSN, qui n'ont pas eu tous les éléments à temps, et ne font l'objet d'aucun débat lors de l'examen de l'avis par le Groupe permanent qui s'est pourtant réuni à trois reprises. Nonobstant, l'avis du Groupe permanent juge acceptables les démonstrations déjà apportées par les experts d'EDF et juge la démonstration de robustesse acquise sous réserve de l'approbation des études futures qui leur seront fournies. Il est ainsi écrit dans l'avis du Groupe permanent que :

*« Pour ce qui concerne la démarche de vérification sismique, le Groupe permanent considère que les méthodes et hypothèses retenues par Électricité de France doivent encore être validées, mais, en l'état actuel des études, il estime d'une part que la tenue au séisme des bâtiments et locaux électriques des tranches du palier CPY n'est pas mise en cause, d'autre part que la salle des machines de Fessenheim ne risque pas d'agresser des bâtiments importants pour la sûreté [...] À l'issue de son examen, et sous réserve de la prise en compte des recommandations jointes en annexe 5 ainsi que la réalisation des études complémentaires qu'Électricité de France a proposé de mener dans le cadre de ses « positions et actions », le Groupe permanent considère que les modifications de conception et d'exploitation proposées par Électricité de France dans*

---

<sup>772</sup> IRSN, « Études associées au réexamen de sûreté VD3 900 MWe », Rapport DSR N° 58, 2005, Tome 1, Chapitre 2, p.37

<sup>773</sup> Ibid., p.43

*le cadre des études menées lors du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des tranches de 900 MWe sont satisfaisantes dans leur principe »<sup>774</sup>*

L'étendue des études de vérification de la robustesse parasismique présentes dans l'avis de l'IRSN en support à l'examen par le Groupe permanent de l'ensemble des réévaluations de sûreté conduites dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté du palier 900 MWe, et devant servir de base à la définition des modifications qui pourront être implémentées lors des visites décennales, est extrêmement limitée. De nombreuses autres études sont envisagées, mais seront conduites plus tard et sans passer nécessairement par le Groupe permanent. Même les études examinées dans l'avis de l'IRSN font l'objet de peu d'analyses et pas de débat. Comparée aux autres thématiques de la réévaluation de sûreté, il apparaît clairement une forme de désolidarisation de la question sismique du processus des réexamens de sûreté.

Cette déprise de la question sismique est encore plus flagrante lors du bilan du réexamen de sûreté qui survient en 2008 et qui doit acter les études et les modifications qui seront effectuées lors des visites décennales. À l'instar de l'avis de 2005, l'avis de l'IRSN de 2008 fait état, dans le chapitre relatif à la vérification sismique, de nombreuses études encore en cours. Par contre, l'avis des experts de l'IRSN fait une place importante à la thématique vérification sismique qui dispose d'un chapitre relativement long par rapport aux autres thématiques dans le tome I et d'une annexe très complète dans le tome II qui prend la moitié de celui-ci<sup>775</sup>. Il y a là une volonté de relater l'étendue des études et des confrontations qui ont eu lieu entre les experts d'EDF et de l'IRSN en dehors du cadre du réexamen de sûreté. Par contre, aucune recommandation nécessitant une discussion devant le Groupe permanent n'est établie dans l'avis de l'IRSN, bien que celui-ci ne soit pas toujours favorable aux conclusions EDF. La raison tient principalement au fait que l'instruction est en réalité toujours en cours et que de nombreuses études sont encore attendues par les experts de l'IRSN. De ce fait, la thématique de la vérification de la robustesse parasismique n'est pas même à l'ordre du jour de la réunion du Groupe permanent du 20 novembre 2008 traitant du bilan du réexamen de sûreté. Conséquemment, l'avis du Groupe permanent sur le bilan du réexamen de sûreté ne mentionne pas ces études et aucune recommandation n'est rédigée sur ce thème. Ce qui n'empêche pas, par ailleurs, le Groupe permanent de donner un avis favorable à la prolongation de fonctionnement des 34 réacteurs jusqu'à leur quatrième visite décennale.

Le nombre d'études mentionnées dans l'avis de l'IRSN est important et couvre l'ensemble des thèmes prévus en 2005. Ces études portent sur le risque d'agressions des bâtiments importants pour la sûreté par la salle des machines pour la centrale de Fessenheim, de Bugey ainsi que pour le palier standardisé ; sur la vérification de robustesse parasismique de

---

<sup>774</sup> Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, « Avis relatif au réexamen de sûreté concernant les troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe », 30 juin 2005, p.1

<sup>775</sup> IRSN, « Bilan du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe dans le cadre de leur troisième visite décennale », Rapport DSR N°261, Tome II, 20 novembre 2008, p. 46

l'ensemble de la centrale de Bugey ; sur les ouvrages de l'îlot nucléaire de Chinon et Gravelines ; ainsi que sur les ouvrages spécifiques aux sites des centrales de Dampierre-en-Burly, Bugey et Chinon. Il est à noter que ces études font état de nombreuses modifications aussi bien matérielles sur certains bâtiments que d'aménagements des interfaces entre bâtiments ou bien de consolidation d'ancrage de systèmes. Par contre, la plupart des sujets ne sont pas traités intégralement. Il est par exemple écrit à propos de la salle des machines du palier standardisé que :

*« Lors de la réunion préparatoire du 6 octobre 2008 et à l'occasion d'une réunion technique postérieure, EDF s'est engagée à fournir prochainement des éléments de justification complémentaires. Toutefois, l'instruction technique de ces éléments n'est pas compatible avec l'émission du présent rapport et sera effectuée ultérieurement par l'IRSN »<sup>776</sup>*

La conclusion du chapitre vérification sismique met en exergue à la fois l'étendue des études et des renforcements envisagés par les experts d'EDF, mais aussi, en contraste, le faible nombre d'éléments actuellement transmis. La partie des études transmises et qui ont pu être analysées par les experts de l'IRSN conduit ces derniers à donner un avis favorable à la suffisance des renforcements prévus par les experts d'EDF pour maintenir la démonstration de robustesse parasismique de ces réacteurs de 900 MWe. Toutefois, il est précisé que la procédure n'est pas terminée à échéance du bilan du réexamen de sûreté et que l'IRSN n'est pas en mesure de donner un avis définitif sur le réexamen de sûreté<sup>777</sup>.

La désolidarisation de la problématique sismique du réexamen de sûreté ne signifie pas que la question n'est pas traitée, mais simplement qu'elle ne passe pas par le parcours traditionnel du règlement des questions techniques de sûreté. De nombreuses études d'impacts des nouveaux spectres de mouvements sismiques sur les différents ouvrages et équipements de certaines centrales nucléaires ont été menées et ont découlées sur de nombreuses modifications et renforcement. Toutefois, ces études et ces renforcements ne sont pas passés par l'examen du Groupe permanent, mais ont été traités directement entre les experts d'EDF et de l'IRSN. Le coût final du maintien de la robustesse parasismique associé aux réexamens de sûreté du palier 900 MWe et 1300 MWe est estimé par les services d'EDF à 500 millions d'euros<sup>778</sup>, répartis de la façon suivante :

- Modifications et renforcement sur le palier 1300 MWe : 115 millions d'euros
- Modifications et renforcement sur le palier 900 MWe : 150 millions d'euros, dont 90 millions d'euros pour Bugey
- Autres actions : 110 millions d'euros
- Coûts d'ingénierie EDF : 70 millions d'euros

---

<sup>776</sup> IRSN, « Bilan du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe dans le cadre de leur troisième visite décennale », Rapport DSR N°261, Tome 1 20 novembre 2008, p. 46

<sup>777</sup> Ibid., p.56

<sup>778</sup> Présentation d'un représentant du SEPTEN à la Commission locale d'information de la Drôme, « La prévention du risque sismique pour les centrales nucléaires : La centrale du Tricastin », Avignon, 7 décembre 2010, diapositive n°12 (consultable en ligne : <https://www.asn.fr/L-ASN/L-ASN-en-region/Provence-Alpes-Cote-d-Azur/Installations-nucleaire-et-risque-sismique-dans-le-sud-est-de-la-France>)



- Recherche et développement : 60 millions d'euros

Ces sommes sont à mettre en rapport avec les 1,9 milliard d'euros estimés par EDF en 2002 si les spectres SMS IRSN avaient été appliqués sur tous les sites. L'impact de la décision de l'Autorité de sûreté de 2003 est néanmoins notable. Le site de Bugey, en particulier, n'était pas l'objet de dépassement du spectre de dimensionnement dans les premières évaluations d'EDF. Le fait que l'Autorité de sûreté ait imposé l'utilisation des hypothèses IRSN pour ce site a une influence notable, puisque 1/5<sup>ème</sup> des dépenses totales concernent les modifications et renforcement de cette centrale. Cette comparaison des coûts de la maintenance, qu'il serait nécessaire de consolider, car ni le montant estimé de 2002 ni celui-ci n'est complètement détaillé (par exemple le coût relatif à l'indisponibilité des réacteurs du fait des travaux n'est pas pris en compte), permet néanmoins d'avoir une vision économique de ce que le chef de l'Autorité de sûreté à l'origine de la lettre du 2 juin 2003 a appelé une « *évaluation raisonnable du risque* »<sup>779</sup>. Ces sommes qui peuvent sembler importantes sont également à mettre en perspective avec les dépenses courantes liées à la maintenance de la robustesse des installations nucléaires. Un rapport de la Cour des comptes estime en effet, d'après les chiffres fournis par EDF, que les dépenses liées à l'investissement de maintenance, qui ne comprennent pas le coût de la maintenance quotidienne des réacteurs, sont pour la période 2003-2010 de l'ordre de 500 millions à 1,8 milliard d'euros par an pour un total de 8,3 milliards d'euros sur la période, en tenant compte du surcoût de l'indisponibilité des réacteurs pendant les travaux<sup>780</sup>. Ainsi, les dépenses relatives à la robustesse parasismique ne sont pas hors-normes puisqu'elles représentent environ 16 % des dépenses totales tandis que le réexamen de sûreté compte 21 thèmes.

Par ailleurs, la part du montant consacrée à la recherche et développement est loin d'être négligeable. Pourtant, cette dépense paraît, à première vue, sans lien avec le processus de réexamen de sûreté. Bien que les efforts et les dépenses effectués pour maintenir la robustesse parasismique des centrales nucléaires de 900 MWe lors du deuxième réexamen de sûreté soient loin d'être négligeables, ils sont sans commune mesure avec ceux qui auront lieu lors du réexamen suivant. En effet, le troisième réexamen de sûreté est celui qui décidera de la capacité des réacteurs nucléaires, du point de vue de la sûreté, à poursuivre leur fonctionnement au-delà des quarante années prévues initialement. Or le prolongement au-delà de la durée de vie initiale oblige le remplacement de certains composants importants des réacteurs qui arrivent à leur limite de durée de fonctionnement (générateurs de vapeur, alternateurs, condenseurs, tuyauteries de circuits primaire et secondaire). Au-delà de ces remplacements, de nombreuses études et modifications seront nécessaires pour maîtriser le vieillissement des différents réacteurs et les consolider pour qu'ils puissent continuer de fonctionner en respectant les exigences de sûreté. Pour toutes ces raisons, les investissements de maintenance liés aux quatrièmes visites décennales des réacteurs s'annoncent sans

---

<sup>779</sup> Interview d'André-Claude Lacoste, par Pierre Le Hir et Hervé Morin, *Le Monde*, 30/03/2011

<sup>780</sup> Cour des comptes, « Les coûts de la filière électronucléaire », Rapport public thématique, janvier 2012, p.27

précédent. Les premières évaluations fournies par EDF en 2008 annoncent alors un montant de 400 millions d'euros par réacteur en moyenne, pour un total de 23 milliards d'euros pour le parc<sup>781</sup>. En 2010, ce montant est réévalué à 600 millions par réacteur en moyenne et 35 milliards pour le parc. Après l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi en 2011 et les nouvelles exigences de sûreté associées au retour d'expérience de l'accident, le montant des investissements de maintenance est réévalué à 55 milliards d'euros<sup>782783</sup>. Ce montant est à mettre en regard du montant des investissements initiaux pour la construction du parc électronucléaire qui s'élève à 73 milliards d'euros<sup>784</sup>.

La volonté d'aller au-delà de la durée de fonctionnement prévue à l'origine est clairement affichée par les experts d'EDF lors du cadrage du deuxième réexamen de sûreté en 2003. Elle se fonde en partie sur l'expérience américaine, où la NRC, l'autorité de contrôle américaine, a déjà accepté la poursuite de fonctionnement de plusieurs réacteurs jusqu'à 50 ans et l'envisage jusqu'à 60 ans, voire même 80 ans<sup>785</sup>. La prolongation de la durée de vie des réacteurs est un enjeu crucial pour EDF. Elle comporte un avantage économique indéniable, puisque l'amortissement des réacteurs est censé être atteint à 40 ans, les années supplémentaires permettant alors de dégager des sommes d'argent importantes. Or, des investissements importants sont à prévoir pour l'industrie nucléaire pour financer, entre autres, la réalisation d'un centre de gestion durable des déchets nucléaires, ainsi que le renouvellement du parc de centrales électronucléaires. La politique affichée par les experts d'EDF en 2003 est, de plus, de fermer progressivement ces anciennes centrales nucléaires au fur et à mesure de la réalisation des nouvelles. Or, puisqu'elles ont été réalisées pratiquement dans un laps de temps très court et qu'il n'est pas envisagé de programme de constructions aussi ambitieux à l'avenir, la prolongation de certains réacteurs pour accompagner le renouvellement du parc est indispensable. Ainsi, parallèlement à la réalisation du deuxième réexamen de sûreté se profile déjà le suivant.

En témoigne la tentative de lancement en 2006 d'un groupe de travail par l'Autorité de sûreté pour réévaluer les aléas sismiques qui serviront lors du réexamen associé aux quatrième visites décennales du palier 900 MWe. En effet, le 31 janvier 2006 se tient une réunion entre des représentants de l'Autorité de sûreté, de l'IRSN, d'EDF, mais également le bureau d'étude spécialisé dans les risques naturels, GEOTER, racheté en 2019 par FUGRO. La présence de ce bureau d'étude est motivée par le fait que les experts d'EDF l'aient engagé pour conduire une évaluation probabiliste de l'aléa sismique sur le site de Civaux (palier 1450 MWe) et qu'ils envisagent de reconduire de telles évaluations sur tous les sites

---

<sup>781</sup> Ibid., p.211

<sup>782</sup> Ibid., p.212

<sup>783</sup> Ce montant de 55 milliards d'euros est issu d'une première estimation produite par EDF en 2011, mais il est largement contesté. Pour certains experts du nucléaire, le montant réel serait plutôt de 90 milliards d'euros (Cudelou, C. (2014). Grand carénage : quels enjeux pour les industriels ? Revue générale du Nucléaire, 3, 53-54) tandis que Greenpeace pointe une dérive probable allant jusqu'à 190 milliards d'euros.

<sup>784</sup> Ibid., p.21

<sup>785</sup> USNRC, "From 40 to 60 to 80 years - Lessons Learned and Approach to Subsequent License Renewal in the USA", IAEA, Fourth International Conference on Nuclear Power Plant Life Management, Vienna, 2017

nucléaires EDF. L'horizon des prochains réexamens de sûreté est clairement affiché. Il est ainsi écrit dans le compte rendu de réunion que :

*« Dans le cadre de la préparation des prochaines réévaluations sismiques (VD4 900, VD3 1300), l'ASN a décidé de lancer un groupe de travail tripartite EDF/IRSN/DGSNR dont l'objectif principal est de déterminer les niveaux de séismes à prendre en compte sur les sites comportant des réacteurs à eau sous pression des paliers 900 et 1300 MWe. Le but de cette première réunion était de définir le périmètre ainsi que les modalités de travail de ce groupe [...] et d'un programme de travail permettant de converger sur les séismes de références à prendre en compte lors des prochaines réévaluations »<sup>786</sup>*

La volonté de l'Autorité de sûreté à l'initiative de la constitution de ce groupe de travail est d'arriver à une estimation enfin consensuelle de l'aléa sismique des différents sites nucléaires, entre les experts d'EDF et de l'IRSN. Pour cela, l'axe de travail principal est identifié comme étant l'exploration des incertitudes ainsi que leur meilleure prise en compte à toutes les étapes de la procédure de détermination des mouvements sismiques. Il s'agit alors de retravailler l'ensemble des étapes de la procédure ainsi que l'ensemble des données de base pour générer des positions consensuelles et réduire l'écart entre les positions des deux organismes avant le prochain réexamen de sûreté. L'idée d'une revue complète des différentes étapes ainsi que la meilleure caractérisation des incertitudes sont conservées par les experts d'EDF, mais développées dans un autre cadre. En effet, au lieu du traditionnel groupe de travail mixte EDF-IRSN, les experts d'EDF lancent, seuls, un grand programme de recherche à vocation opérationnelle qui se veut au niveau des exigences académiques les plus élevées. Les experts d'EDF ont ainsi pris en 2009 l'initiative de lancer un programme de recherche-développement sur la caractérisation des mouvements sismiques, appelé SIGMA pour *Seismic Ground Motion Assessment*, qui débute en 2011 et se déploie sur 5 ans. Il intègre de nombreux industriels, universitaires et grandes écoles. Il intègre alors des représentants de France, mais aussi d'autres pays européens, des États-Unis et du Japon et entend répondre aux recommandations les plus sévères liées à l'assurance qualité. Il est ainsi écrit dans un article bilan du projet publié en 2015 que :

*« L'équipe de management de projet a été organisée suivant quatre instances: le « Steering Committee » constitué des industriels financeurs ; le Groupe Projet rassemblant les personnes directement impliquées dans la conduite opérationnelle du projet; le Comité scientifique constitué des personnalités du monde académique et industriel chargé d'assurer la qualité scientifique et technique des résultats ; et un comité de cinq experts internationaux reconnus apportant un avis technique et scientifique extérieur »<sup>787</sup>*

Le programme de plusieurs millions d'euros est financé par les industriels nucléaires français (EDF, CEA et AREVA) et un industriel nucléaire italien (ENEL) et intègre de nombreux spécialistes et chercheurs français et étrangers des questions d'aléa sismique. Pourtant, les

---

<sup>786</sup> ASN, « Compte rendu de la réunion du 31/06/2006 : Aléa sismique des sites REP » 2 mars 2006.

<sup>787</sup> Senfaute, G. et al., « Apports du programme de recherche SIGMA à l'analyse des incertitudes sur l'aléa sismique », 9<sup>e</sup> Colloque national AFPS, novembre 2015, p.2

experts de l'IRSN sont totalement absents de ce programme. Ainsi, plutôt qu'un groupe de travail mixte cherchant la création d'un consensus, le lancement du programme SIGMA vise plutôt à imposer à l'IRSN une position dominante par la légitimité d'un nouvel état de l'art. En effet, le programme SIGMA s'assure de traiter tous les sujets impactant l'évaluation de l'aléa sismique des sites nucléaires français et intègre également les modalités d'implémentation des nouveaux savoirs. Il est précisé dans l'article bilan du programme écrit par les principaux représentants des industriels français, qui interagissent également dans le cadre des réexamens de sûreté, que la production et l'apport du programme de recherche SIGMA sont à plusieurs niveaux : un niveau scientifique (progrès des connaissances sur les données, les outils et méthodes de détermination de l'aléa sismique) ; un niveau technique (transposition des résultats scientifiques publiés vers des résultats opérationnels) ; un apport significatif à la création d'un réseau international d'échanges entre le milieu académique et industriel<sup>788</sup>.

L'absence des experts de l'IRSN, alors que tous les industriels nucléaires sont présents, dans un tel programme qui a vocation à modifier l'ensemble des aléas sismiques des sites nucléaires est un indice clair de la volonté des experts d'EDF de sortir du cadre du dialogue technique. Après 10 ans de confrontation sur la mise à jour de la règle fondamentale de sûreté et sur son interprétation pour la détermination des nouveaux spectres SMS des sites, le lancement d'un tel programme sans les experts de l'IRSN est le signe d'un déplacement de la confrontation. Le jeu d'influence pour infléchir l'évaluation des aléas sismiques vers des valeurs plus ou moins hautes entre les experts de l'IRSN et d'EDF ne s'effectuera plus au cours du dialogue technique devant le Groupe permanent, mais directement dans la sphère « scientifique » en infléchissant l'état de l'art par l'exploration des incertitudes, pour influencer des niveaux d'aléa très localisés. Cette stratégie qui consiste à sponsoriser le marché de la science en France et à financer des recherches en échange d'« expertises » favorables est une pratique qui s'est déjà vue dans l'industrie nucléaire française. Leny Patinaux a par exemple révélé de telles pratiques de la part de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs dans le cas de la démonstration de sûreté - ou démonstration de robustesse - du projet d'enfouissement de déchets nucléaires « Cigéo » (Patinaux, 2017).

L'exploration des incertitudes relatives à l'évaluation de l'aléa sismique est un sujet jugé prioritaire par les experts d'EDF et intégré dans la perspective de son programme d'extension de la durée de fonctionnement des tranches en exploitation à 60 ans. Ce programme vise à préparer en amont les quatrièmes visites décennales et à identifier les sujets prioritaires à développer pour démontrer la robustesse des installations au-delà de 40 ans. Sur la thématique sismique, deux sujets sont identifiés. Celui de l'exploration des incertitudes et celui de la démonstration de l'existence de marges vis-à-vis de la menace sismique. Il est précisé dans le programme que :

---

<sup>788</sup> Ibid., p.3

*« EDF propose de consolider la caractérisation de la sismicité des sites tant du point de vue déterministe de la RFS 2001-01 que d'un point de vue probabiliste ainsi que de compléter l'approche historique de la réévaluation sismique telle que menée dans les réexamens précédents, déterministe, basée sur la RFS 2001-01, par un volet d'évaluation de la robustesse de la sûreté de chaque réacteur vis-à-vis du séisme. Selon la sismicité du site et les hypothèses considérées à la conception, cette évaluation de robustesse sera déterministe (le plus souvent) ou probabiliste »<sup>789</sup>*

La démonstration de robustesse des installations, qui vise à définir les marges de sécurité des installations vis-à-vis du risque sismique évalué, était prévue selon plusieurs cas de figure. Pour les sites localisés dans des régions de faible sismicité, les experts d'EDF envisagent de limiter son étude à une comparaison entre le spectre du SMS et le spectre de dimensionnement. Pour les sites envisagés pour l'implantation d'une tranche EPR (Flamanville et Penly), les experts d'EDF ont considéré que le niveau de séisme utilisé pour le dimensionnement est significativement supérieur au SMS déduit de la mise en place de la RFS 2001-01 et qu'il n'est donc pas nécessaire de démontrer la robustesse par une étude ad hoc. Pour les autres sites, deux méthodes ont été envisagées, une déterministe dite SMA (*Seismic Margin Assessment*) et l'autre probabiliste appelée EPS (évaluation probabiliste de sûreté). La première consiste à sélectionner une liste d'équipements nécessaires et suffisants au repli en état sûr d'un réacteur nucléaire en cas de séisme supérieur au séisme de dimensionnement. Il faut donc d'abord établir cette liste, ensuite définir un aléa sismique cible et enfin évaluer la capacité de résistance et de fonctionnement des équipements de la liste face à l'aléa sélectionné. Dans le cas de l'étude SMA conduite sur la centrale de Tricastin en 1999, l'opposition des experts de l'IRSN portait autant sur le scénario de repli en état sûr du réacteur et la liste d'équipements afférents choisie par les experts d'EDF que sur le niveau d'aléa sismique considéré. Le deuxième type d'étude permettant de mettre en lumière l'existence de marges sismiques est une démarche EPS, basée sur des arbres de défaillance donnant une probabilité de fusion du cœur, ou de quantité de relâchement de matières radioactives, pour un évènement initiateur ou un état de la tranche donnée. Ce deuxième type d'étude prend en compte l'ensemble des composants de la centrale et permet d'identifier les principaux systèmes, équipements ou structures contribuant au risque. Ainsi, cette dernière, en plus de mettre en évidence l'existence de marges, permet également de cibler les renforcements et modifications à effectuer pour augmenter la robustesse parasismique d'ensemble. Par ailleurs, les experts d'EDF n'entendent pas développer des méthodologies propres, mais d'utiliser les méthodes développées aux États-Unis et certifiées par l'Autorité de sûreté américaine<sup>790</sup>.

---

<sup>789</sup> EDF, « Programme DDF 60 ans - Orientations pour la prise en compte du séisme dans le cadre des réexamens de sûreté », Note d'étude EDF ENSN100078, 23 décembre 2010, p.5

<sup>790</sup> Le SMA français est basé sur deux méthodes, l'EPRI-NP 6041 « A Methodology for Assessment for Nuclear Power Plant Margin » de Electric Power Research Institute (EPRI) et NUREG-CR-4334 « An Approach to the Quantification of Seismic Margins in NPPs » de la Nuclear Regulatory Commission (NRC). La méthode EPS est, elle, issue de la NUREG-CR-2300 « PRA Procedures Guide » (NRC) et de l'EPRI-TR 103959 « Methodology for Developing Seismic Fragilities »

Les deux réexamens de sûreté conduits dans la décennie 2000 ont été l'occasion de tester les méthodes d'exploration des marges sismiques qui relèvent encore de la R&D. En témoignent diverses publications dans des revues spécialisées publiées par les experts d'EDF faisant le bilan des actions de R&D engagées dans le cadre du réexamen de sûreté du palier 900 MWe<sup>791</sup> et à propos du cas de Bugey en particulier<sup>792</sup>. Ces publications attestent d'un certain nombre de programmes et d'études conduits en parallèle ou directement appliqués au réexamen de sûreté des paliers 900 et 1300 MWe. En plus de l'étude de marges sismiques conduite sur Tricastin en 1999, qui est utilisée par les experts d'EDF sans n'avoir jamais obtenu l'approbation des experts de l'IRSN, une seconde étude a été conduite sur la centrale de Bugey pour cibler notamment les renforcements nécessaires<sup>793</sup>. Une première évaluation probabiliste de sûreté intégrant l'aléa sismique comme évènement agresseur est prévue sur la centrale de Saint-Alban en 2010. De plus, les articles publiés par des experts d'EDF mettent en avant deux évolutions majeures qui devraient permettre d'améliorer grandement la connaissance de la capacité de résistance réelle des installations nucléaires. Il s'agit dans un premier temps de l'accroissement phénoménal de la résolution des modalisations par éléments finis grâce à l'augmentation des puissances de calcul qui permettra de gagner en précision dans la chaîne de transformations entre séisme et centrale. Dans un second temps, plusieurs programmes d'essais utilisant la table vibrante Azalée du CEA sont lancés en 2008 et 2010 pour améliorer les courbes de fragilité de certains bâtiments<sup>794</sup>.

La position des experts d'EDF à la fin des années 2000 est vraiment d'aller vers une plus grande maîtrise des phénomènes physiques. Cela passe par une réduction des incertitudes liées à l'évaluation de l'aléa sismique en France et par l'amélioration des connaissances du comportement réel et des capacités de résistance des bâtiments et des systèmes. L'objectif de ce processus étant de mettre en exergue l'existence de marges face à la menace sismique pour pouvoir les valoriser dans le cadre de la prolongation de la durée de vie des centrales au-delà de leur limite initiale. Alors que la certitude semble gagner du terrain chez les experts d'EDF à la Défense, permettant d'envisager une gestion optimisée des capacités de ces installations, les évènements de mars 2011, conduisant à l'un des plus terribles accidents industriels de l'histoire, sont venus jeter un voile d'incertitudes radicales sur l'ensemble du nucléaire mondial.

---

<sup>791</sup> Labbé, P., (2011), « Le séisme dans la conception et l'évaluation des centrales nucléaires », *Revue générale Nucléaire*, mars-avril 2011, p.35-43

<sup>792</sup> Viallet, E. & al., (2010), "Seismic re-evaluation of EDF Bugey 900 PWR nuclear power plant in the frame of the 3rd periodic safety review", *Nuclear Engineering and Design*, Volume 240, Issue 6, June 2010, p.1306-1319

<sup>793</sup> Ibid.

<sup>794</sup> Il s'agit des programmes de recherche CASSBA, CAMUS et SMART.

# Conclusion de la troisième partie

Maintenir la robustesse d'une industrie à risques est loin d'être une activité qui va de soi. Il existe une multitude de voies possibles à cette maintenance allant du simple entretien à la mise en place de formes d'évolution constante. Dans l'industrie nucléaire française, une opposition entre deux visions de la maintenance de la robustesse a structuré durablement la vie de l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire entre 1985 et 2011. Il s'est alors joué, sur la thématique de la robustesse parasismique, un drame en trois actes, dans les deux sens du terme « drame ». En effet, ce drame commence mal, finit mal et au milieu vit un espoir vain.

Dans le premier acte, l'exploitant nucléaire tente de mettre fin à la situation de changement permanent de ses réacteurs et d'installer un régime de maintenance qui stabilise l'état de ses objets techniques. Son objectif est de ralentir le rythme du changement, de procéduraliser la maintenance et de limiter au strict nécessaire les modifications. Le nécessaire pour les experts d'EDF, ce sont les modifications qui participent au perfectionnement de l'objet technique, à sa concrétisation. Chaque évolution dans le champ des connaissances, du retour d'expérience ou des pratiques de sûreté, fait l'objet d'une évaluation de l'écart théorique qu'il crée entre l'objet technique tel qu'il est et tel qu'il serait si l'évolution était implémentée. Ensuite, en fonction de la taille de cet écart, du coût de sa résorption et de son intérêt pour la robustesse, l'évolution est prise en compte ou non. La procédure mise en place vise alors à scander tous les 10 ans des campagnes de modifications, implémentées sur l'objet technique lors d'une phase d'arrêt décennal réglementaire préexistante. Ces modifications, regroupées en lots, sont issues d'un travail préalable d'évaluation d'impact, de tri et de hiérarchisation des sujets techniques. En théorie, cette procédure est bien accueillie au sein de l'arène subpolitique. En pratique toutefois, la volonté de limiter au minimum les modifications, la minoration systématique de l'ampleur des évolutions dans la connaissance scientifique et les pratiques radicales de triage des sujets techniques qui accompagne cette procédure sont, elles, plus contestées.

Dans le cas de l'aléa sismique, les experts d'EDF donnent une définition restreinte de ce qui constitue une donnée scientifique nouvelle, minimisent quasi systématiquement l'impact de telle donnée quand il y en a, et utilisent en dernier ressort, la marge de sécurité fournie par le séisme majoré de sécurité pour ne pas en tenir compte dans la procédure de maintenance. Ils tentent également d'exclure purement et simplement les séismes superficiels (caractéristiques de la sismicité française et qui mettent à mal la démonstration de robustesse depuis le milieu des années 1970) du giron de la maintenance en prétendant leur innocuité. Par contre, les experts d'EDF sont très volontaires dans la prise en compte du « séisme événement » dans la maintenance. Le séisme, pris comme événement, défie la cohérence

interne de l'objet technique et révèle des interactions non synergiques entre individus techniques. De la sorte, il participe à l'individualisation de l'objet technique et engendre des modifications qui s'intègrent dans le processus de concrétisation de l'objet technique, et concourt alors au progrès technique. À l'inverse, la réévaluation de l'aléa sismique à la hausse n'est pas susceptible de participer au progrès technique, elle ne peut qu'engendrer des ramifications jugées superfétatoires, voire même contreproductives, sur l'objet technique. Effectivement, pour être correctement implémenté, argumentent-ils, il faudrait que ces nouveaux aléas aient été intégrés dès la conception. Leur intégration *a posteriori* engendre deux types de problèmes : un problème de faisabilité technico-économique et un problème d'effet collatéral lié à la quantité de changements que cela imposerait. En conclusion, pour faire valoir leur vision de la maintenance, les experts d'EDF se positionnent en défenseurs du risque dans le mode d'existence de l'objet technique.

Cette position, qui vise à refuser de reconsidérer les bases de conception de l'objet technique, est contestée catégoriquement par les experts de l'IPSN. Pour ces derniers, si l'évolution des connaissances sur la sismicité pousse à réévaluer l'aléa sismique d'un site, alors il faut le répercuter à tous les niveaux. Au regard des incertitudes radicales entourant la connaissance de l'aléa sismique en France, il n'est pas question pour eux d'accepter de consommer les marges de sécurité, et en particulier celles obtenues par la majoration forfaitaire de l'aléa pour la définition du séisme majoré de sécurité, point de référence à partir duquel est créée la conviction dans la robustesse parasismique. Il faut alors mettre à jour systématiquement les aléas de référence, tester le comportement et la résistance de l'objet technique à ce nouvel aléa, et renforcer les individus techniques qui doivent l'être. De la sorte, pour faire valoir leur vision de la maintenance, les experts de l'IPSN se positionnent en défenseurs du risque dans le mode d'existence scientifique.

Il y a une incompatibilité entre les deux modes d'existence du risque dans le cas de la maintenance de la robustesse parasismique. Le séisme, par son mode d'action, touche l'intégralité des éléments et individus de l'ensemble technique, et impacte l'intégralité des interactions entre tous les éléments. De la sorte, en modifiant la sollicitation sismique utilisée dans le dimensionnement des tous les composants de l'objet technique, la réévaluation de l'aléa sismique à la hausse engendre des répercussions multiples. Tout d'abord, il faut conduire des études de très grande ampleur pour évaluer l'impact à tous les niveaux de la nouvelle sollicitation sismique. Ensuite, elle peut nécessiter une infinité de modifications à réaliser sur l'objet technique pour renforcer l'intégralité des éléments, individus techniques et des interactions dont l'intégrité et la fonctionnalité sont désormais compromises. Enfin, en modifiant en profondeur l'objet technique, la multitude de modifications engendrées par la réévaluation de l'aléa sismique peut, à son tour, entraîner une infinité de nouvelles interactions non synergiques entre les individus et les éléments techniques en modifiant leur poids, leur taille, la configuration de l'ensemble, etc. Pour couronner le tout, l'aléa sismique étant spécifique à un site, de telles adaptations au milieu géographique de chaque site entraîneraient, à terme, une déstandardisation des objets techniques ; cela mettrait fin à tout



espoir de progrès technique global en plus de compromettre la gestion centralisée du parc. L'incompatibilité des modes d'existence s'est transformée en opposition entre les deux camps d'experts qui défendent deux visions distinctes de la maintenance.

Les experts de l'IPSN ne s'opposent pas à la procédure de maintenance proposée par leurs homologues d'EDF. Au contraire, la scansion décennale de l'exercice offre l'occasion de réviser l'ensemble des bases de conception de la robustesse des installations nucléaires et des règles techniques pour adhérer aux connaissances scientifiques les plus récentes et aux meilleures pratiques de sûreté. Ils envisagent alors la maintenance de la robustesse des installations nucléaires comme un exercice théorique de reconception cyclique des installations. Détachés du mode d'existence des objets techniques, les experts de l'IPSN ont une vision des installations nucléaires comme simple matérialisation d'un projet intellectuel. C'est dès lors en imaginant ce que seraient ces installations si elles avaient été réalisées selon d'autres volontés et d'autres moyens, acquis avec le temps, que la maintenance se réalise en pratique. Les modifications et les renforcements des installations existantes sont déterminés par les écarts identifiés, lors de l'exercice de reconception par la pensée, entre l'état réel et l'état tel qu'il aurait pu être si le projet intellectuel à l'origine du processus créatif avait été différent. Si en théorie les deux camps s'accordent, en pratique tout les oppose comme il a été vu dans le chapitre 5. Les experts de l'IPSN n'ont pas le temps de conduire leur révision d'ensemble : à peine ont-ils commencé à faire un premier tour d'horizon des thématiques potentiellement intéressantes à reconcevoir, que les experts d'EDF arrivent déjà avec leur liste de modifications qui doit être validée très prochainement pour pouvoir laisser le temps à leurs ingénieurs de les implémenter sur l'objet technique. La scansion et la standardisation deviennent alors des obstacles à la maintenance, car la liste de modifications doit être arrêtée 4 à 5 ans avant le début des travaux sur le premier réacteur, et elles sont ensuite échelonnées sur 10 ans avant d'être implémentées sur l'ensemble du palier technologique. Manquer une liste de modifications repousse les améliorations à la prochaine campagne de maintenance 10 ans plus tard, soit 20 ans avant que soit implémentée la modification sur toutes les installations.

Le chapitre 6 relate la tentative de remédier à cette incompatibilité des modes d'existence du risque et des formes de maintenance attenantes par la révision de la chaîne de transformations entre séisme et centrale. Cette révision, à l'instar de celle qui a eu lieu au milieu des années 1970, permet de fondre les intérêts et les visions divergentes dans la création d'une méthode qui conduit à des conséquences supportables pour chacun. Toutefois, dans la période qui s'ouvre au milieu des années 1980, il n'existe plus d'instance où se construisent des décisions communes sur les questions techniques entre les experts d'EDF et de l'IPSN. Auparavant, le Groupe de travail EDF-CEA tenait une position centrale dans la réalisation des compromis technico-industriels nécessaires à l'émergence d'une conviction partagée dans la robustesse. Les différents experts du Groupe n'étaient pas toujours d'accord entre eux, mais l'avis du Groupe était univoque et il n'était pas contesté par les autres acteurs de l'arène subpolitique (ni par la hiérarchie d'EDF ou du CEA, ni par

le Groupe permanent, ni par l'organe administratif de sûreté). Dorénavant, si les avis d'experts sont toujours construits dans un dialogue technique entre les experts d'EDF et de l'IPSN, l'affrontement des points de vue est la situation par défaut, sur pratiquement tous les sujets. Dans ce contexte, le Groupe permanent d'experts, puis l'organe administratif de sûreté devenu Autorité, deviennent de véritables juges de paix, distribuant ici ou là qui a raison ou qui a tort en se fondant plus sur la qualité de l'argumentation que sur le fond technique ou scientifique du sujet qui dépasse généralement leurs compétences de généralistes des questions de sûreté.

L'opposition de deux régimes de maintenance - la maintenance par reconception et la maintenance-perfectionnement - se retrouve dans le contenu de la chaîne de transformations entre séisme et centrale sur la question des séismes superficiels. Selon le premier régime, les objets techniques doivent être reconçus théoriquement en y intégrant les séismes superficiels. L'écart résultant entre la nouvelle conception théorique et l'objet technique réel devant alors être comblé par des renforcements. Mais cela est très onéreux, techniquement difficile à réaliser et surtout potentiellement inutile. Le groupe des exploitants tente, en effet, de démontrer que les séismes proches sont moins nocifs que les autres ; que leur nocivité est en réalité un artifice provoqué par des modes d'analyse non adaptés à leur prise en compte ! Toutefois, cela reste à prouver, et pour apporter cette preuve, il est nécessaire d'abandonner le premier régime de maintenance. Le procédé de la maintenance par reconception ne permet pas une telle démonstration, car pour prouver la moindre nocivité des séismes superficiels, il faut changer le mode d'évaluation de la robustesse. L'intercomparaison des spectres de mouvements du sol de dimensionnement (ou de vérification) et des spectres de mouvements du sol issus de l'évaluation de l'aléa sismique d'un site ne permet pas l'acquisition de la robustesse face à un spectre de site qui dépasse largement celui du dimensionnement. Il faut alors, à l'instar de ce qui a été fait dans la décennie 1970, redescendre au niveau des individus et éléments techniques pour évaluer leurs capacités propres à faire face à de nouvelles sollicitations sismiques. Sauf que cette fois-ci, la mise en valeur des marges utilisées dans les codes et calculs de conception ne suffit plus. Il faut abandonner tous les gages de sûreté fournis par la pratique de conception et accepter de changer de mode d'analyse, d'utiliser des analyses plus « réalistes ». Le seul moyen de prouver la moindre nocivité des séismes superficiels est de prouver que l'énergie se dissipe par petites déformations non dommageables. Ces déformations n'étant pas acceptées dans la pratique de conception, elles sont mécaniquement non acceptées dans celle de la maintenance par reconception, et donc, la moindre nocivité des séismes proches est indémontrable. Pour prouver la moindre nocivité des séismes proches, il est essentiel de considérer l'objet technique comme un objet naturel, et non comme un objet à concevoir, pour pouvoir explorer la réalité des phénomènes se déroulant dans l'interaction entre le mouvement sismique et l'installation nucléaire. Cela implique d'abandonner tous les vecteurs de robustesse dans la conception pour en trouver de nouveaux. De ce fait, la réalisation du régime de maintenance prôné par les experts d'EDF oblige à distinguer définitivement

conception et maintenance, alors que ces deux activités sont confondues pour les experts de l'IPSN. L'arène subpolitique penche dans son ensemble plutôt du côté de la maintenance par reconception, mais est sensible également aux arguments de l'autre camp. Dans la nouvelle version de la chaîne de transformations qui lie séisme et centrale, les experts de l'IPSN et le Groupe permanent d'experts imaginent même avoir réalisé l'impossible accommodement des deux régimes de maintenance.

Le troisième acte 7 de ce drame, consigné dans le chapitre 7, ternit cette vision. Immédiatement après la validation de la nouvelle chaîne de transformations sous forme de règle technique, les tenants des deux visions de la maintenance reprennent leur lutte. Les experts d'EDF donnent la première estocade. Ils tentent, au lendemain de la parution de la Règle, d'imposer une nouvelle interprétation du texte qui fait fi de tous les accords tacites qui avaient présidé à sa réalisation. Touchés, les experts de l'IPSN tentent de répliquer en faisant valoir, auprès de l'organe administratif de sûreté, la trahison en cours. Dans un ultime espoir de réconciliation, ce dernier tente la création d'un nouveau groupe de travail pour explorer les divergences entre les deux corps d'experts, mais les deux camps sont intraitables sur le régime de maintenance de la robustesse qu'il convient d'imposer. Pour que cet incident ne se propage pas et ne remette pas en cause irrémédiablement la capacité d'émergence d'une conviction commune à l'arène subpolitique en la robustesse des installations nucléaires, trois solutions sont engagées. La première oblige l'organe administratif de sûreté à se muer en véritable Autorité de sûreté et à trancher avec force les divergences des deux camps sur des cas pratiques. La décision prise par l'Autorité de sûreté ne se veut pas en faveur de l'un ou l'autre camp et tente au contraire de porter un jugement équitable. La deuxième solution est de momentanément désolidariser la question de la robustesse parasismique du processus de maintenance, au moins pour les deux réexamens de sûreté du palier 900 MWe et 1300 MWe qui se déroule dans la décennie 2000. La troisième solution est de renvoyer le problème à l'avenir, de le confier à l'espoir que l'évolution des connaissances finisse par rapprocher le risque dans le mode d'existence scientifique et le risque dans le mode de l'objet technique, masquant alors l'histoire d'une lutte entre deux régimes de maintenance.

# Partie IV : Réparer la robustesse parasismique pour préparer le futur

La robustesse se conçoit, se matérialise, se maintient et se répare également. Cette réparation intervient en particulier après une rupture importante, un accident majeur. En ce qui concerne la robustesse sismique, cette réparation prend une importance majeure après la catastrophe nucléaire survenue à la centrale de Fukushima Daiichi, au Japon, en mars 2011. C'est à ce travail de réparation après un accident qu'est consacrée cette partie. Pour mener cette analyse, ce travail part d'un ensemble d'acquis des travaux qui s'inscrivent dans les *Repair and Maintenance Studies*. Ces derniers invitent à ne pas tenir pour évident ce qu'est un accident ou une panne, mais à toujours se poser la question pour qui un événement est un accident et comment il est interprété (Denis & Pontille, 2017). Plus encore, certains auteurs soulignent l'intérêt d'être attentifs à la forme prise par la réparation et aux groupes sociaux qui investissent pour orienter cette forme en fonction de leurs intérêts propres (Barnes, 2016 ; Henke, 2019). L'accident et le processus de réparation de l'accident sont alors des moments d'ouverture pour redéfinir les rapports de force autour de l'usage et de la gestion des infrastructures. Il y a, en effet, de multiples façons d'interpréter un accident. La catastrophe de Fukushima, souvent vue dans les publications d'ingénieurs comme un défaut d'évaluation des aléas naturels (cf. Annexe 5), a pu également être vue comme un accident structurel (Matsumoto, 2013, 2018), comme un défaut de gouvernance du nucléaire au Japon (Delamotte, 2013) ou comme la cause du caractère irréductible des incertitudes (Downer, 2014). En fonction de l'interprétation donnée à la catastrophe, la réponse à apporter pour se prémunir d'un nouvel accident de ce type peut fortement varier.

En Europe et en France, la réponse apportée à l'accident a été d'abord de réaliser des *stress tests*, qu'il faut comprendre comme des tests de résistance des centrales nucléaires face à des événements similaires à ceux survenus en mars 2011, dans le but d'identifier les sites nucléaires les plus à risques. Ensuite, le renforcement de la robustesse des installations nucléaires a été exigé en France et dans d'autres pays par la mise en place d'un « Noyau-dur ». Ce Noyau-dur est présenté comme un ensemble de dispositifs techniques et organisationnels visant à améliorer la résistance des installations aux aléas naturels et aux situations extrêmes, ainsi qu'à améliorer la gestion de crise en cas d'accident. Cette partie revient en détail d'une part sur la réparation de la robustesse en France à la suite de l'accident de Fukushima, ainsi que sur l'impact de celle-ci sur le processus d'instauration de la robustesse.

Dans un premier temps (chapitre 8), il est question de prendre la mesure des dégâts occasionnés par l'accident de Fukushima sur la conviction dans la robustesse parasismique des installations nucléaires françaises, et du travail qui a été nécessaire pour la réparer.

L'année qui fait suite à l'accident a été très intense pour l'arène subpolitique. Dans un contexte d'exposition publique et d'expression de nombreuses inquiétudes par un ensemble d'acteurs, il fallut, tout d'abord, apporter une première réponse à l'accident. Les tests de résistance ont été élaborés entre mars et juin, puis réalisés entre juillet et septembre, pour évaluer la sûreté des installations nucléaires européennes en regard des événements survenus au Japon. À la suite de ces tests, le Noyau-dur a été élaboré en France pour réparer la conviction des acteurs de l'arène vis-à-vis du caractère robuste des installations dont ils ont la charge. Ce chapitre revient sur cette première année en tentant de montrer en quoi le cadrage de la réparation de la robustesse est moins le résultat de l'apprentissage de l'accident de Fukushima, qu'une occasion saisie par les experts du CEA et d'EDF pour renégocier la définition de l'activité de maintenance de la robustesse des installations nucléaires.

Dans un second temps (chapitre 9), il s'agira d'examiner comment, entre 2012 et 2016, le processus de réparation et les luttes de pouvoir autour de sa définition ont effectivement influencé l'activité de maintenance de la robustesse et le cours de son instauration. Ce travail consécutif à l'accident de Fukushima prend place au moment où l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire s'apprêtait à lancer un vaste programme pour permettre la prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires de production d'électricité au-delà de leur limite initiale. Ce vaste programme incluait une révision complète de la robustesse, de nombreux renforcements et l'exploration de nouveaux sujets. Il sera vu dans ce chapitre comment le dispositif de réparation de la conviction de la robustesse sismique après Fukushima, à l'origine pensé comme un travail rapide à mettre en œuvre et devant prendre place sur une durée courte, a fini par s'immiscer et impacter le programme d'extension de la durée de vie des centrales. Ce dernier est complètement redéfini, et avec lui, l'instauration de la robustesse des installations nucléaires.

# Chapitre 8 : Réparer la robustesse des installations nucléaires après l'accident de Fukushima

*“When a group of engineers, scientists, politicians, or business owners identifies a moment of repair, highlighting a crisis in a particular infrastructural system, we can ask where this comes from and how the call for repair connects with a system of material expertise and statecraft”*  
(Henke, 2019, p. 267)

Le 11 mars 2011, 14h49 heure locale, un séisme d'une magnitude 9,1, le quatrième plus grand répertorié dans l'histoire, survient au large de l'île principale de l'archipel japonais. Son épicentre se situe à 130 km à l'est de Sendai, dans la région du Tōhoku, à environ 300 km au nord-est de Tokyo. Les secousses sont ressenties dans tout le pays. Une demi-heure après le séisme, un tsunami de plusieurs dizaines de mètres de haut (atteignant localement 40 mètres de haut)<sup>795</sup> déferle sur la côte est du Japon, pénétrant de plusieurs kilomètres dans les terres, détruisant de nombreuses villes côtières et tuant plus de 15 000 personnes. Mais la catastrophe ne s'arrête pas là. Sur cette portion de la côte japonaise, 4 sites nucléaires sont exposés aux effets du mégaséisme et du mégatsunami, risquant d'ajouter une catastrophe technologique à la catastrophe naturelle. Sur le site de la centrale de Fukushima Daiichi, le tsunami outrepassa la digue de protection, inondant tous les systèmes de secours sous 5 mètres d'eau. Les vagues détruisent les pompes à eau de mer qui servent de source principale de refroidissement pour les réacteurs du site et enfoncent les grandes portes à volets des bâtiments à turbines qui se situent en bord de mer, noyant les tableaux électriques qui alimentaient les pompes, vannes et autres équipements. Les vagues envahissent les sous-sols des bâtiments, où étaient logés la plupart des générateurs électriques de secours. Bien que certains générateurs diesel, disposés à des niveaux plus élevés, n'aient pas été inondés, ils ont été rendus inutilisables par l'endommagement des systèmes de distribution électrique. Finalement, le site nucléaire se retrouve dans une situation de blackout qui fait perdre aux opérateurs tout contrôle des réacteurs nucléaires et toute vision sur leur état. Malgré l'effort du personnel de la centrale pour rétablir le courant et gérer la situation, au bout du compte, 3 réacteurs sur 6 sont entrés en fusion, entraînant des rejets radioactifs massifs dans l'environnement et obligeant le déplacement de plusieurs centaines de milliers de personnes :

---

<sup>795</sup> [http://www.eri.u-tokyo.ac.jp/TOPICS\\_OLD/outreach/eqvolc/201103\\_tohoku/eng/#attenuation](http://www.eri.u-tokyo.ac.jp/TOPICS_OLD/outreach/eqvolc/201103_tohoku/eng/#attenuation)

évènement classé niveau 7 sur l'échelle INES<sup>796</sup>, le niveau maximum caractérisant l'accident majeur. Seul l'accident nucléaire de Tchernobyl en 1986 avait auparavant atteint ce niveau.

Au-delà du Japon, la catastrophe nucléaire du 11 mars interroge la sûreté de l'ensemble des réacteurs nucléaires du monde et remet sur la table la question de l'acceptabilité sociale de l'utilisation de cette technologie à risques à des fins de production d'électricité. L'accident a évidemment endommagé l'installation, mais a également endommagé toute l'industrie nucléaire mondiale en ébrançant les concepts et les pratiques qui fondent habituellement la conviction dans la robustesse des installations nucléaires. Il n'est pas le premier accident nucléaire de l'histoire, ni même le seul de cette ampleur, mais il se distingue des précédents par le fait qu'il soit survenu sur une technologie de réacteur américaine, largement répandue<sup>797</sup>, et dans un pays répondant à toutes les plus hautes exigences de sûreté à l'échelle internationale. Ainsi, bien que la technologie ne soit pas celle des réacteurs nucléaires en fonctionnement en France et que les exigences de sûreté auxquelles elle répond ne soient pas exactement celles appliquées en France pour évaluer, contrôler et maintenir la robustesse des installations, l'accident a néanmoins ébranlé la conviction de tous les acteurs de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires. Cela est d'autant plus vrai à propos du sujet de cette thèse – la robustesse parasismique – l'accident faisant suite à une série d'évènements déclenchée, à l'origine, par un séisme dont d'ampleur a dépassé de beaucoup l'évaluation retenue par l'exploitant de la centrale, TEPCO, et avalisée par l'autorité de sûreté japonaise. Or, l'évaluation du séisme et tsunami sont liés et la conviction des experts japonais dans l'impossibilité qu'un tel séisme survienne sur la portion de faille sismique au large de Fukushima, qui a masqué pendant des dizaines d'années la potentialité d'un mégatsunami (cf. Annexe 1).

Suite à l'accident, la Commission européenne impose aux États membres des tests de résistance, appelés *stress tests*, de leurs centrales nucléaires. L'objectif de ces *stress tests* est d'évaluer la capacité de résistance des différents réacteurs à des évènements de types de ceux survenus à Fukushima – aléas naturels extrêmes, perte totale des sources électriques, perte totale des sources de refroidissement, gestion de crise – et de renforcer ou même de fermer ceux qui ne réussiraient pas ces tests. En France, les *stress tests* ont pris le nom d'Évaluations complémentaires de sûreté (ECS) et ont pour résultat de confirmer la robustesse de toutes les centrales nucléaires du territoire, bien qu'en exigeant d'apporter des renforcements pour faire face à des situations extrêmes. Ces renforcements ont pris plusieurs formes dont la plus emblématique est « la mise en place d'un « Noyau Dur » de dispositions matérielles et

---

<sup>796</sup> Après l'accident de la centrale de Tchernobyl et afin d'aider la population et les médias à comprendre immédiatement la gravité d'un incident ou d'un accident dans le domaine nucléaire, une échelle de gravité a été créée. Elle comprend 8 niveaux de gravité, de 0 à 7. Les 4 premiers niveaux couvrent le domaine des incidents nucléaires et les 4 derniers les accidents nucléaires. Le niveau maximal n'a été atteint qu'une seule fois avant mars 2011, lors de l'accident de Tchernobyl en 1986.

<sup>797</sup> Il y a actuellement, selon l'Agence internationale pour l'énergie atomique, 65 réacteurs à eau bouillante – du type de ceux de Fukushima – en fonctionnement. Il s'agit de la seconde technologie de réacteur la plus répandue après celle dite des réacteurs à eau pressurisée (299 réacteurs) qui équipe le parc électronucléaire français. (source : <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx> ; consulté le 06/10/2020).

organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes », pour reprendre la formulation donnée par l'Autorité de sûreté nucléaire en janvier 2012<sup>798</sup>. Ce chapitre revient sur l'année 2011 et sur le processus d'élaboration d'une réponse à l'accident nucléaire japonais, d'abord sous forme de test puis sous forme de réponse pratique.

## **8.1. Des *Stress tests* aux Évaluations complémentaires de sûreté : mesurer l'ampleur de la fissure**

Le retour d'expérience français de l'accident de Fukushima, c'est-à-dire le processus visant à tirer les leçons de l'accident japonais pour la sûreté des installations nucléaires françaises, a été initié à l'échelle européenne. La sûreté nucléaire est à l'origine et encore pour beaucoup, un sujet de souveraineté nationale. Toutefois, depuis l'accident de Tchernobyl et l'accession des pays de l'ex-URSS dans l'Union européenne, la dimension transnationale de la sûreté a été mise en lumière et a entraîné l'émergence d'instances supranationales de régulation du risque nucléaire, à l'échelle européenne (Dhoorah, 2014). Dans les jours, les semaines et les mois qui ont suivi l'accident de mars 2011, un dispositif européen, piloté par la Commission européenne, a été mis en place pour structurer le retour d'expérience. C'est l'ENSREG (*European Nuclear Safety Regulators Group*) avec l'appui des expertises techniques nationales regroupées au sein de la WENRA (*Western European Nuclear Regulators Association*) qui ont chapoté l'exercice. Ces deux groupes sont composés des chefs des Autorités de sûreté des pays membres de l'Union européenne. À la différence de la WENRA, l'ENSREG est rattaché à la Commission européenne et compte parmi ses membres des représentants politiques de l'UE.

C'est donc à l'échelle européenne, pour la première fois, que le retour d'expérience s'est structuré. Il a pris la forme de *Stress tests*, qu'il faut comprendre comme des tests de résistance, à conduire sur l'ensemble des réacteurs nucléaires des pays membres de l'Union et des pays limitrophes volontaires. C'est dans un deuxième temps que l'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire a implémenté ces tests dans le cadre national. Dans cette partie, il est question de revenir dans un premier temps sur le double cadrage du retour d'expérience de l'accident de Fukushima à l'échelle européenne d'abord, puis à l'échelle française. Dans un deuxième temps, il sera question d'analyser la réalisation de l'exercice et les réponses apportées en France.

---

<sup>798</sup> ASN, « Avis sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi », avis n°2012-AV-0139, 3 janvier 2012, p.2



### 8.1.1. D'un exercice européen à une action française

Au lendemain de l'accident de Fukushima, la première voix audible sur le retour d'expérience à effectuer en Europe a été celle de l'Autrichien Nikolaus Berlakovich, qui, à l'occasion d'une réunion des ministres de l'Environnement à Bruxelles, datée du 14 mars 2011, demande la mise en place de « *stress test* » européens. Mais la Hongrie, qui présidait alors l'UE, a refusé d'organiser une discussion sur le sujet lors de cette réunion, le moment étant jugé trop précoce. Le deuxième épisode a lieu le 17 mars, quelques jours plus tard, quand le commissaire européen à l'énergie, l'allemand Gunther Oettinger, demande officiellement la réalisation de *stress tests* sur les 143 réacteurs en activité dans l'Union. Cette proposition a été formalisée le 21 mars, à l'occasion d'un « *Extraordinary Council meeting* » du conseil européen, qui dépeint une volonté partagée d'effectuer ces tests de résistance :

*“There is a shared willingness to launch a process for defining a comprehensive risk and safety assessment ("stress test") of nuclear plants in Europe”*<sup>799</sup>

Il est précisé à cette occasion que ces tests devront faire preuve de transparence, que leur cahier des charges sera défini par l'ENSREG avec l'aide de la WENRA et que les pays voisins sont invités à suivre la démarche.

La notion de *stress test* s'inspire des évaluations commanditées par la BCE (Banque centrale européenne) après la crise financière de 2008, qui imposa aux banques européennes d'évaluer leur résistance (parfois appelé résilience) face à une hypothétique nouvelle crise économique (Laurent *et al.*, 2019). Bien que les *stress tests* bancaires aient été sujets à de nombreuses critiques, notamment du fait de leur manque de sévérité, ils ont malgré tout été perçus par l'opinion publique comme une punition à l'encontre des établissements bancaires. La reprise de cette notion par des représentants politiques de pays opposés à l'utilisation de l'énergie nucléaire, en l'occurrence l'Autriche et l'Allemagne, a constitué une aubaine pour affaiblir la position de l'énergie nucléaire en Europe. C'est du moins l'avis d'un ex-membre de l'Autorité de sûreté nucléaire française travaillant à la WENRA au moment de l'accident de Fukushima :

*« Donc on voit une reprise de ce vocabulaire [parlant des stress tests], qui de fait est plutôt négatif, et ce n'est pas trop étonnant, car c'est sur une initiative autrichienne que la commission se positionne, et que l'Autriche n'est pas un pays qui est pro nucléaire »*<sup>800</sup>

---

<sup>799</sup>President Mr. Tamás Fellegi, Hungarian Minister for National Development, « Extraordinary Council meeting: Transport, Telecommunications and Energy - Energy items », Brussels, 21 March 2011.

<sup>800</sup> Entretien mené par Cécile Wendling en 2012 (source : Wendling, C., « Identification des sujets sociologiques d'études dans le cadre de la mise en place des évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima », Rapport d'étude pour l'IRSN. Science Po Paris, 31 octobre 2012.

Un premier cadrage, assez large, de l'exercice a été formalisé lors de l'« *Extraordinary Council meeting* » de la fin mars<sup>801</sup>. Celui-ci prévoit donc que la Commission appuyée du soutien technique de la WENRA définisse les modalités et le cadrage des *stress tests*. Par contre, il est bien précisé que la responsabilité de conduire ces tests incombe aux autorités de sûreté nationale au sein de leurs pays respectifs. Dans un deuxième temps, les analyses nationales feront l'objet d'une revue par les pairs à l'échelle européenne et sous l'égide de l'ENSREG. Il est enfin précisé que l'ensemble de l'exercice doit être partagé au sein de la Commission, rendu public et que les études nationales sont attendues pour la fin de l'année 2011.

Bien que l'exercice « *stress test* » ait été lancé par des organismes européens, il est influencé par le contexte français. Cela tient au fait que l'industrie nucléaire française est la plus importante en Europe, mais aussi au fait que ce sont des représentants français qui ont donné, à travers la WENRA, les lignes directrices de l'exercice. La première version du cadrage de l'exercice est en effet l'œuvre d'un représentant français de la WENRA. Dans un entretien avec l'ex-vice-président de l'Autorité de sûreté et président du groupe réacteur à la WENRA au moment de l'accident, celui-ci revient sur la façon dont cette première version a émergé :

*« Pendant que le président du groupe de travail déchet parlait, j'ai donc pris mon ordinateur et j'ai rédigé. C'est ce qui a servi de premier draft. Un papier de deux pages. C'est en quelque sorte le premier cadrage des stress tests. Je pense que je l'ai fait tout autant en tant que délégation française que RHWG, c'est-à-dire président du groupe réacteur. J'étais assis à côté de Lacoste [président de l'Autorité de sûreté], donc je lui montrais en douce ce que je faisais. Je crois que le soir on l'a imprimé à l'hôtel, on s'est retrouvé à quelques-uns pour en discuter, le soir, informellement à l'hôtel »*<sup>802</sup>

La suite de l'entretien montre aussi une forme de collégialité dans le fonctionnement de la WENRA, avec peu d'opposition et fonctionnant plutôt dans un sens commun :

*« C'est un groupe assez stable de gens. On se réunit de 3 à 5 fois une semaine par an. Chaque semaine de travail permet de produire des niveaux de références, des benchmarks, ou de parler des nouveaux réacteurs. Les dynamiques se nourrissent, il y a des liens étroits entre le groupe réacteur et le groupe des chefs, des directeurs. C'est pour ça que l'on peut converger comme ça, avec autant de rapidité. On est des amis. Lors de ces semaines de réunions, on est contents de se retrouver »*<sup>803</sup>

Un seul point de dissonance est venu perturber cette quasi parfaite communion, et encore :

*« Si je me souviens, il n'y a eu que le représentant autrichien, HELMUT HIRSCH, pour avoir quelque chose à redire au cahier des charges des stress tests, mais ce n'était pas sur le*

---

<sup>801</sup> WENRA, "Stress test specifications: Proposal by the WENRA Task Force", 21 April 2011, p.1 (Disponible sur le site de la WENRA)

<sup>802</sup> Entretien mené par Cécile Wendling en 2012 (source : Wendling, C., « Identification des sujets sociologiques d'études dans le cadre de la mise en place des évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima », Rapport d'étude pour l'IRSN. Science Po Paris, 31 octobre 2012.

<sup>803</sup> Ibid.

*fond, c'était parce qu'il était mandaté politiquement pour dire qu'il n'était pas satisfait. Il a parlé de son insatisfaction par rapport aux chutes d'avions par exemple, mais dans l'ensemble il trouvait ça raisonnable, on va dire »<sup>804</sup>*

De cet entretien avec un membre de la WENRA on peut retenir l'existence d'une certaine homogénéité dans la conception de la sûreté nucléaire au niveau des autorités de sûreté nucléaire en Europe, avec la France et ses représentants en position de leader, ou du moins d'instigateurs du retour d'expérience de l'accident<sup>805</sup>. Le premier cadrage des *stress tests* a eu lieu en parallèle de la réunion du conseil européen. La WENRA s'est alors réunie dans le but d'élaborer une première version de ce que pourrait être le cadrage des *stress tests*. Celui-ci se développe selon une approche par scénario. Dans un premier temps, il s'agit de sélectionner une liste de ce qui est nommé « agressions externes », en retenant des aléas naturels qui dépassent ceux précédemment retenus dans le dimensionnement des installations et en réservant une place spécifique aux séismes et inondations. Le deuxième point porte sur les conséquences relatives à une perte prolongée de l'électricité ou du système de refroidissement ultime. Le troisième et dernier point aborde la gestion en situation accidentelle, différenciant deux situations : la fusion du cœur et la perte de refroidissement des piscines d'entreposage des déchets radioactifs<sup>806</sup>.

Suite à cette réunion, la WENRA met en place un groupe de travail pour établir un document de cadrage précisant les attentes et les modalités pratiques de l'exercice *stress test*. Le groupe de travail se réunit les 5 et 6 avril et leur avis est publié le 21 avril 2011. Ce document est repris tel quel par l'ENSREG et constitue la référence européenne de l'exercice. Il porte à la fois sur la définition de l'exercice « *stress test* », sur la procédure de conduite de cet exercice ainsi que sur une définition de son cadrage technique. La définition qui est donnée est la suivante :

*“We define a “stress test” as a targeted reassessment of the safety margins of nuclear power plants in the light of the events which occurred at Fukushima: extreme natural events challenging the plant safety functions and leading to a severe accident”<sup>807</sup>*

Il s'agit donc, à travers les *stress tests* d'évaluation non pas de la sûreté des installations, mais des marges de sûreté disponibles face à des événements comparables, après adaptation, à ceux survenus à Fukushima. L'objectif donné à cet exercice est à rapprocher du cadrage voulu par l'IRSN pour les réexamens de sûreté des années 2000 du palier 900MWe et 1300 MWe. En effet, l'exercice *stress test* fait directement référence à un concept de sûreté développé dans le

---

<sup>804</sup> Ibid.

<sup>805</sup> Rappelons ici que la France est le pays le plus nucléarisé d'Europe (possédant plus d'un tiers de l'ensemble du parc européen), mobilisant de fait le plus grand nombre de travailleurs et possédant alors, substantiellement, une plus forte légitimité que d'autres pays à l'échelle européenne. Surtout que la WENRA tiendrait son origine d'une volonté de l'ASN et de son ex-président.

<sup>806</sup> WENRA, “First proposal about European “stress tests” on nuclear power plants”, 23-23 March 2011 (<http://www.ensreg.eu/news/wenra-proposal-%E2%80%9Cstress-tests%E2%80%9D-specifications>)

<sup>807</sup> WENRA, “Stress test specifications: Proposal by the WENRA Task Force”, 21 April 2011, p.1 (Disponible sur le site de la WENRA)

référentiel du réacteur EPR, à savoir celui d'effet falaise (*Cliff-edge effect* en anglais). Ainsi, le principe de la réévaluation est défini comme suit :

*“For a given plant, the reassessment will report on the response of the plant and on the effectiveness of the preventive measures, noting any potential weak point and cliff-edge effect, for each of the considered extreme situations”<sup>808</sup>*

L'idée développée est d'identifier l'effectivité des dispositifs de protection, d'identifier les éventuels points faibles et le risque d'effet falaise face à des situations extrêmes telles que survenues à Fukushima : un aléa naturel supérieur à celui retenu dans le dimensionnement, la perte totale des sources électriques, la perte totale des moyens de refroidissement, la combinaison des deux ainsi que la gestion des situations accidentelles.

La procédure de l'exercice fait elle aussi écho directement à la situation française de régulation des risques. Il est ainsi précisé que l'exercice doit se faire par une approche déterministe, telle qu'employée en France, alors qu'une évaluation probabiliste, comme employée en Angleterre par exemple, n'a pas été retenue. De plus, c'est à l'exploitant d'effectuer les études, en tant que premier responsable de la sûreté et que l'Autorité de sûreté doit évaluer les dossiers de l'exploitant. Cette précision dénote de la requête de la Commission européenne qui demandait, à l'origine, aux Autorités de sûreté de conduire directement les stress tests<sup>809</sup>.

Dans l'exercice de « *stress test* » tel qu'il est défini par les autorités européennes, un point diffère très nettement de la pratique habituelle des réexamens de sûreté telle que conduite en France est la temporalité de l'exercice. Il est précisé que celui-ci doit arriver à son terme à la fin de l'année 2011, alors que les procédures de réexamen de sûreté se déroulent habituellement sur plusieurs années. Pour tenir compte de cette échéance très rapprochée, il est spécifié que les stress tests seront effectués à partir des études de sûreté déjà réalisées et sur le jugement des ingénieurs (*engineering judgement* dans le texte). La logique proposée est ainsi d'utiliser le jugement d'experts pour répondre aux exigences des stress tests à partir d'études de sûreté qui vont moins loin que les exigences de l'exercice envisagé :

*“To perform the reassessment, the licensees may, due to time constraints, rely on the existing safety studies and engineering judgment. Due to the timeframe of the stress test process, some of the engineering studies supporting the licensee's assessment may not be available for scenarios not included in the current design”<sup>810</sup>*

Le cadrage technique de l'exercice reprend globalement celui déterminé en mars 2011 par la WENRA. Toutefois, dans sa version d'avril, les différentes thématiques et les attendus en matière d'étude sont détaillés. Pour l'aléa sismique, il est demandé de conduire une analyse en deux temps : d'une part, présenter le bilan de l'état du dimensionnement, des dispositifs

---

<sup>808</sup> Ibid.

<sup>809</sup> Ibid., p.2

<sup>810</sup> Ibid., p.2

de protections mis en œuvre pour assurer le bon fonctionnement d'un certain nombre de dispositifs identifiés comme essentiels à la prévention de l'accident et de la conformité des installations ; d'autre part, évaluer les marges disponibles pour faire face à des aléas plus élevés que ceux retenus dans le dimensionnement. Il est précisé que l'évaluation des marges se fera par jugement d'expert à partir des informations déjà disponibles, notamment issues des études de marges sismiques déterministes (*Seismic Margin Assessment SMA*) et des études probabilistes de sûreté incluant le séisme (*Probabilistic Safety Assessment PSA*). Ces évaluations de marges viseront deux objectifs : 1. déterminer le niveau d'aléa sismique à partir duquel la perte des fonctions fondamentales de sûreté ou des dommages importants sur les matières radioactives deviennent inévitable ; 2. Déterminer le niveau d'aléa sismique limite jusqu'où l'installation peut résister sans perdre l'intégrité du confinement.

Ces études sont tout à fait originales dans leur approche en ce qu'elles ne demandent pas de démontrer la robustesse des installations face à un aléa déterminé, mais de déterminer l'aléa à partir duquel la robustesse n'est plus assurée. En dépit de cette demande, il sera vu dans la section suivante, que les études des exploitants français, en particulier d'EDF, n'ont pas suivi cet axe original, mais ont reproduit ce qu'ils faisaient habituellement.

Si la démarche définie par la WENRA semble très bien correspondre aux cadres de la régulation de la sûreté française, c'est aussi qu'il y a eu un véritable travail d'influence pour aller dans ce sens. En pratique, les autorités politiques françaises n'ont pas attendu la note de la WENRA d'avril pour lancer leur processus de retour d'expérience de l'accident de Fukushima. En effet, dès le lendemain de la première réunion de la WENRA du 22 mars, le Premier ministre français, François Fillon envoie une lettre à l'Autorité de sûreté pour officialiser la demande de mise en place d'études de sûreté qui porteront sur les thèmes définis en première instance par la WENRA<sup>811</sup>. Il est également précisé que ces études sont complémentaires aux démarches de sûreté déjà mise en œuvre par les exploitants nucléaires, sous le contrôle de l'Autorité de sûreté nucléaire. En dernier point, il est notifié l'importance de la transparence de cette procédure et le Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sûreté Nucléaire (HCTISN) devra participer à chaque étape de sa mise en œuvre (validé par une lettre du 25 mars 2011 des ministres Nathalie Kosciusco-Morizet<sup>812</sup> et Éric Besson<sup>813</sup>). La réponse de l'Autorité de sûreté nucléaire ne se fit point attendre, puisque le 25 mars, André-Claude Lacoste alors président de l'Autorité, adressa une lettre au Premier ministre dans laquelle il confirme son accord pour mener une analyse répondant à toutes les prérogatives ci-dessus énoncées et qu'il nomme « étude complémentaire de sûreté ». L'implémentation en France des *stress tests* s'est effectuée en deux étapes, la première étant la définition du cahier des charges par l'Autorité de sûreté en collaboration avec l'HCTISN et

---

<sup>811</sup> Lettre du Premier ministre n°005698 adressée à l'ASN du 23 mars 2011 in ASN, « Évaluations complémentaires de sûreté », Rapport de l'autorité de sûreté nucléaire, décembre 2011, annexe 1.

<sup>812</sup> Alors ministre de l'Écologie, du Développement durable, des Transports et du Logement.

<sup>813</sup> Alors ministre de l'Industrie, de l'Énergie et de l'Économie numérique

la deuxième étape étant le cadrage méthodologique établi dans le cadre du dialogue technique.

La lettre de François Fillon présente un paradoxe, car elle exige d'« assurer la cohérence de cette démarche avec les travaux menés sur le plan européen par le groupe ENSREG et l'association WENRA » alors même que le cadrage de l'exercice n'a pas encore eu lieu officiellement ni à la WENRA ni à l'ENSREG. Ainsi, et de manière insidieuse, la France a établi son propre cahier des charges et les représentants français, au sein des instances européennes, se sont efforcés d'en défendre les modalités pour assurer une certaine cohérence. Cet activisme des acteurs français ne s'est pas fait sans heurts. En effet, la proposition faite par la WENRA le 21 avril a été entérinée par l'ENSREG le 31 mai. Entre ces deux dates, de nombreuses discussions et débats ont eu lieu sur son contenu. En particulier, certains pays comme l'Allemagne et l'Autriche ont poussé pour intégrer la thématique du terrorisme et des chutes d'avions notamment, dans le scope des *stress tests*. Finalement, le cadrage du 21 avril sera conservé comme base de l'exercice, mais toute latitude d'élargissement du scope est laissée aux États.

La définition du cahier des charges *stress tests* s'est effectuée, en France, en parallèle de la définition de son pendant à l'échelle européenne. Cette définition s'est déroulée dans un va-et-vient entre l'Autorité de sûreté nucléaire et un groupe de travail dédié constitué au sein de l'HCTISN lors de sa réunion plénière extraordinaire du 24 mars 2011 consacrée à l'accident de Fukushima<sup>814</sup>. Cette collaboration a fait émerger quelques thématiques supplémentaires à inclure aux cahiers des charges par rapport au cadrage défini par la WENRA. En particulier, cela concerne l'extension de ces évaluations à d'autres installations que les réacteurs nucléaires<sup>815</sup> et l'intégration de la problématique de la sous-traitance. Pour le reste, le cadrage est exactement identique à celui défini par la WENRA le 21 avril 2011.

L'Autorité de sûreté a demandé officiellement aux exploitants de conduire ce qu'elle a appelé pour la première fois des « évaluations complémentaires de sûreté » (ECS) de leurs installations lors d'une série de décisions du 5 mai 2011 et dont elle donne la définition suivante :

*« L'évaluation complémentaire consistera en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires à la lumière des événements qui ont eu lieu à Fukushima, à savoir des phénomènes naturels extrêmes mettant à l'épreuve les fonctions de sûreté des installations et conduisant à un accident grave »<sup>816</sup>*

---

<sup>814</sup> Ce groupe de travail est constitué aussi bien de représentants d'associations ou de Commission locales d'information, que d'exploitants et de membre de l'IRSN ou de l'ASN.

<sup>815</sup> L'extension concerne des centrales nucléaires en démantèlements, des usines ainsi que les installations de recherche et les déchets (LUDD). Un arbitrage a été mené entre ces installations pour identifier celles qui seraient potentiellement « à risque », à inclure dans le lot 1 avec les INB classiques, et les autres dont les conséquences en cas d'accidents seraient potentiellement faibles, dans le lot 2 ; les résultats étaient attendus le 15 septembre 2011 pour le lot 1 et un an plus tard pour le lot 2.

<sup>816</sup> Décision n°2011-DC-0213 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 prescrivant à Électricité de France (EDF) de procéder à une évaluation complémentaire de la sûreté de certaines de ses installations nucléaires de base au regard de

Cette définition est la traduction mot pour mot de la définition des *stress tests* dans le document WENRA d'avril. Dans ces décisions, l'Autorité de sûreté demande aux exploitants de fournir pour le 1<sup>er</sup> juin 2011, un document de présentation de la démarche qu'ils envisagent de mettre en œuvre pour réaliser ces évaluations complémentaires de sûreté. Ces démarches feront alors l'objet d'un processus d'instruction classique, soit l'objet d'un avis de l'IRSN puis la discussion devant les deux Groupes permanents d'experts, pour les réacteurs et pour les laboratoires et usines. Ensuite, les exploitants ont jusqu'au 15 septembre pour rendre leur dossier ECS à partir de la démarche préalablement validée.

Il y a, me semble-t-il, deux processus de retour d'expérience qui se développent en parallèle et se font concurrence : un processus de retour d'expérience français, qui inscrit le retour d'expérience de l'accident de Fukushima dans la logique du fonctionnement du système de régulations des risques nucléaires ; un second processus dirigé à l'échelle européenne. Pour des raisons d'économies et de maîtrise des conséquences du retour d'expérience, il y a un véritable intérêt à faire converger plutôt que diverger ces processus. Cette concurrence est parfaitement perceptible dans les rapports IRSN, qui distinguent sur un même repère les deux temporalités des deux processus. La figure suivante, en est une illustration :

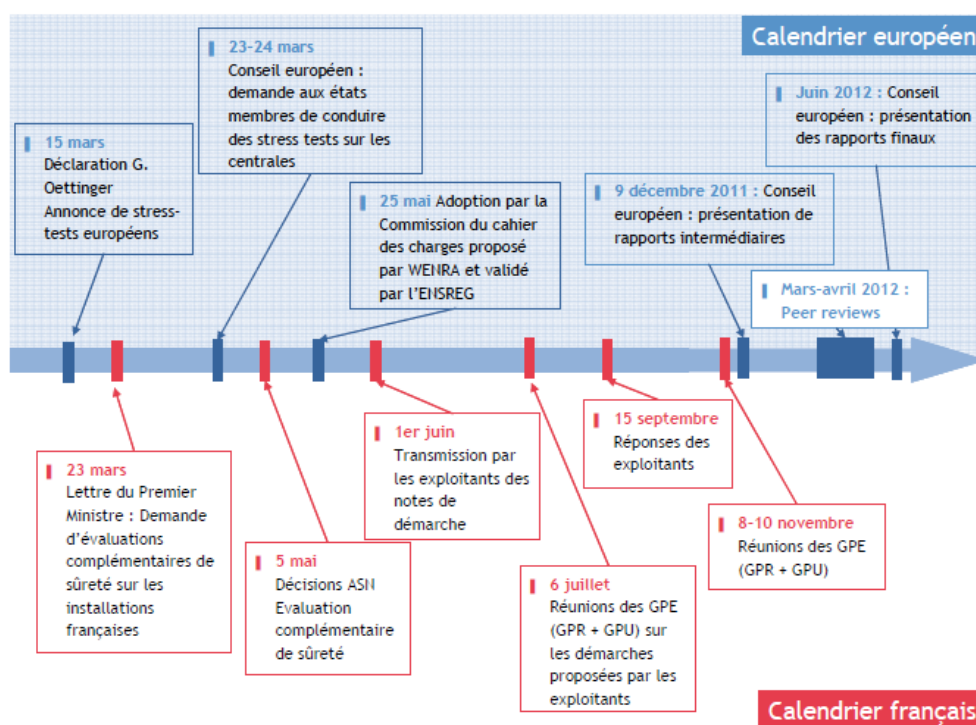


Figure 27: Calendrier respectif des *stress tests* européens et de l'évaluation complémentaire de sûreté menée en France (Source : IRSN, « Évaluation complémentaire de sûreté post-Fukushima des installations françaises : examen des démarches mises en œuvre par les exploitants », Rapport IRSN N° 2011-4, p.21)

l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, Annexe n°1, p.1 (url : <https://www.asn.fr/Reglementer/Bulletin-officiel-de-l-ASN/Installations-nucleaires/Decisions-individuelles/Decision-n-2011-DC-0213-de-l-ASN-du-5-mai-2011> ; consulté le 23/09/2019)

Parallélisation n'est pas intrication, et il est illustré sur cette figure que la séparation des deux processus est maintenue. Néanmoins, les deux calendriers créent des contraintes réciproques. Le calendrier du processus européen contraint la temporalité d'exécution du processus français. De la même façon, et cela est plus intéressant encore, le calendrier du processus français a contraint le processus européen. En regardant le premier tiers de la flèche temporelle, on remarque que les étapes de mise en place du calendrier français précèdent toujours les mêmes étapes du processus européen en dépit du fait que les auteurs de ce graphique ont vraisemblablement voulu mettre en avant le phénomène inverse. En effet, si l'on regarde cette première étape, une des lectures possibles serait que la lettre du Premier ministre français fait directement écho à la demande européenne de conduire des *stress tests*. Or, comme il a été vu précédemment, la lettre du ministre va plus loin puisqu'elle propose une première définition du cahier des charges du processus reprenant la proposition faite par les représentants français de la WENRA. *Idem*, le cahier des charges définitif est entériné par l'Autorité de sûreté française le 5 mai tandis que son adoption définitive à l'échelle européenne n'a lieu que le 25 mai.

Les *stress tests* comme outil de retour d'expérience de l'accident nucléaire de Fukushima ont essuyé les mêmes critiques que celles qui ont touché les *stress tests* bancaires suite à la crise financière de 2008. En particulier, l'outil est pensé non comme un outil de régulation des risques visant à identifier les centrales nucléaires qui seraient les plus dangereuses et éventuellement à les fermer ou à exiger des renforcements importants que comme un outil de management des risques, servant à l'amélioration continue de la sûreté. Il traduirait plutôt une volonté de l'Union européenne de se saisir de problématiques délicates tout en concédant une définition technique et non politique de la problématique soulevée par l'accident japonais. Ainsi Laurent (2019) observe que :

*« Finalement, le stress test apparaît comme un instrument ambivalent, permettant aux institutions européennes d'agir dans le gouvernement de risques sur lesquels elles ont peu de prise, tout en faisant de la réponse aux crises une question d'expertise technique » (Laurent et al., 2019, p. 67)*

Et dans ce cadre, le cadrage technique de l'exercice à l'échelle européenne s'est largement fait en fonction des questions usuelles qui traversent les différents corps de régulation nationaux et en particulier français. L'objectif de cette section était d'interroger l'influence de l'échelle européenne sur le processus de retour d'expérience de l'accident de Fukushima pour les pays membres de l'Union et pour la France en particulier. Le résultat de mon analyse conduit plutôt vers une constatation inverse, celle de l'influence française sur le cadrage du processus à l'échelle européenne. Sur la base de cette constatation, dans la suite de ce chapitre, je traiterai le retour d'expérience en France comme un processus strictement national où l'échelle européenne constitue tout au plus une ressource pour l'action dans le cadre du système de régulation des risques nucléaires strictement national. Les deux prochaines sections de ce chapitre portent sur deux étapes du processus français de retour d'expérience,



les évaluations complémentaires de sûreté (ECS). Pour cela, deux réunions des deux groupes permanents du 6 juillet 2011 pour la validation de la démarche des exploitants et du 8, 9 et 10 novembre pour l'examen des dossiers d'évaluation seront au coeur de l'analyse.

### 8.1.2. Chercher les fissures et préparer le mastic

L'objectif de la première instruction est de vérifier que les démarches envisagées par les exploitants dans le cadre de la conduite des ECS permettront bien de répondre aux demandes du Premier ministre et à leur traduction en exigences de sûreté telles que définies dans le cahier des charges de l'Autorité de sûreté. Toutefois, pour moi, elle est surtout un moment fondamental de discussion sur ce qu'a été l'accident de Fukushima, sur les réponses à lui apporter et sur la façon d'y arriver à travers les ECS. Pour cela, il est question dans un premier temps de l'avis des experts de l'IRSN relatif aux démarches des exploitants et ensuite des débats qui se sont tenus lors de la réunion du 6 juillet 2011 des deux Groupes permanents.

En premier point de son avis, les experts de l'IRSN estiment que les ECS doivent être considérées comme une première étape dans un processus de retour d'expérience de l'accident qui devra s'échelonner sur une période beaucoup plus longue. Dès l'introduction, les auteurs de l'avis de l'IRSN insistent sur cet aspect, faisant alors en sorte de se dégager de la contrainte temporelle très forte qui empêche en réalité de conduire un retour d'expérience en profondeur. Ils précisent notamment que le retour d'expérience de l'accident de Fukushima n'est pour l'heure pas encore terminé et qu'en conséquence, le travail actuellement réalisé doit être considéré comme une première étape<sup>817</sup>. Ensuite, l'avis de l'IRSN consacre une partie importante de son rapport à la description puis à l'analyse des événements survenus à la centrale de Fukushima. Il précise en particulier que l'accident questionne les principes de sûreté au Japon, mais également en France du fait d'une certaine homogénéité des pratiques et des règles encadrant la sûreté à l'échelle internationale. Il y a, disent les auteurs du rapport, une certaine homogénéité des concepts, des règles et des pratiques qui lient intimement les différentes industries nucléaires du monde. Ce lien intime oblige, après l'accident de Fukushima, à une remise en question uniforme et partagée :

*« La conception d'une installation nucléaire obéit à un ensemble de règles (défense en profondeur par exemple) visant à la maîtrise des installations et à la protection des populations en toutes circonstances. L'accident de Fukushima questionne de manière évidente sur la suffisance dans la définition et l'application de ces règles. La question se pose non seulement pour le Japon bien sûr, mais également pour les autres pays sachant qu'une partie importante de ces règles fait l'objet d'échanges et de collaborations au niveau international »<sup>818</sup>*

---

<sup>817</sup> IRSN, « Évaluation complémentaire de sûreté post-Fukushima des installations françaises : examen des démarches mises en œuvre par les exploitants », Rapport IRSN N° 2011-4, p.7

<sup>818</sup> Ibid., p.17

Suites à ces remarques liminaires, les experts de l'IRSN décortiquent la séquence des évènements et des défaillances qui ont conduit à la fusion de trois des six réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi. À partir de cette description, les auteurs du rapport énumèrent toute une série de sujets qui devront être réinterrogés dans le cadre du réexamen de la robustesse des installations nucléaires françaises. Toutefois, les sujets identifiés ne sont pas nouveaux. Par exemple, à propos de la problématique sismique il s'agit de la meilleure prise en compte des incertitudes associées à l'évaluation des aléas naturels ainsi que de la prise en compte plus large des effets potentiels du séisme en tenant compte notamment des inondations internes ou externes qu'il peut engendrer, des incendies, des explosions et de la perte de certains dispositifs de sauvegarde. Ces deux thématiques ont été au cœur des réexamens de sûreté et des débats entre les experts de l'IRSN et d'EDF durant toute la décennie 2000. Mais ce qui est encore plus intéressant, à mon avis, est que les experts de l'IRSN concluent, à partir de leur analyse de l'accident de Fukushima, sur le bienfondé du référentiel de sûreté des futurs réacteurs, et en particulier de l'EPR dont la construction a démarré en 2006 à Flamanville. En effet, le référentiel de sûreté EPR, par rapport aux réacteurs plus anciens, prend en compte de façon explicite la survenue d'un accident grave et prévoit des dispositifs de gestion et de limitation de rejets au cas où cela arriverait. Il s'agit en particulier d'un dispositif de récupération de corium, le magma incandescent issu de la fusion des matières radioactives dans le cœur du réacteur ou dans la piscine de refroidissement. Cela est également traduit par de nouveaux concepts de prévention et d'évaluation. Parmi ceux-ci, la prise en compte des risques d'effets falaise, visant à se prémunir d'une conséquence trop brutale d'un échec d'évaluations d'un phénomène quelconque. Il faut également mentionner le concept d'élimination pratique, qui vise, dans le cas où la probabilité d'accident grave suite à un scénario particulier ne sera pas suffisamment basse de supprimer par des dispositifs pratiques la possibilité physique du scénario accidentel. Par exemple, il peut s'agir d'un dispositif d'évacuation d'eau en cas d'inondation, ou de balayage de la neige. Cette confirmation du bienfondé de la conception EPR au regard des évènements de Fukushima est explicitement indiquée dans le rapport des experts de l'IRSN :

*« Depuis de nombreuses années, il est considéré en France par l'ASN et l'IRSN que les réacteurs futurs doivent permettre de maîtriser une situation accidentelle grave. Cet objectif a guidé l'élaboration de la conception du réacteur EPR et sous-tend les autorisations futures de mise en exploitation du réacteur EPR de Flamanville. Ainsi, les situations sont soit traitées et leurs conséquences à l'extérieur de l'installation doivent être limitées dans l'espace et dans le temps, soit éliminées de manière pratique »<sup>819</sup>*

Ainsi, l'accident de Fukushima apporte des questionnements sur la sûreté des réacteurs en fonctionnement, mais aussi des confirmations sur la qualité des améliorations apportées aux nouvelles générations de réacteur. Le modèle EPR sort grandi de l'accident de Fukushima et tout porte à croire, selon les experts de l'IRSN, que face aux mêmes évènements il n'aurait

---

<sup>819</sup> Ibid., p.18

pas engendré d'accident, ou du moins pas aussi grand. La confirmation du bienfondé des exigences de sûreté EPR a une implication importante sur le processus de maintenance de la robustesse des installations nucléaires en fonctionnement. En effet, la logique des réexamens de sûreté en France, telle que décrite dans le chapitre précédent, repose sur une logique de reconception théorique des réacteurs anciens à l'aune des techniques et connaissances nouvelles afin d'identifier les écarts et d'éventuellement les résorber. Dans ce processus, les experts de l'IRSN avaient nettement encouragé la prise en compte du référentiel EPR dans les réexamens de sûreté du palier 900 MWe et 1300 MWe durant les années 2000. Les experts d'EDF s'étaient montrés hostiles à cette proposition et proposaient à l'inverse la mise en valeur de la maturité industrielle de son parc et le développement d'une autre forme de maintenance fondée non pas sur la reconception, mais sur l'entretien et la vérification. L'opposition entre les deux organismes avait finalement découlé sur une position intermédiaire, dans laquelle un nombre limité de thématiques issues du référentiel EPR avait été intégré aux réexamens. L'opposition a été relancée dans le cadre de la préparation des réexamens de sûreté suivants, dont l'enjeu est nettement supérieur étant donné qu'ils conditionneront la poursuite d'exploitation des plus vieux réacteurs au-delà de 40 années, initialement envisagée. Un programme visant à l'extension de la durée de fonctionnement avait alors été lancé très en amont pour préparer les exigences qui conditionneront cette autorisation. Les discussions étaient en cours au moment de l'accident de Fukushima et la gamme des exigences EPR à introduire dans ce programme était au cours des débats entre les experts de l'IRSN et d'EDF.

Mais dorénavant, Fukushima apporte la confirmation dont les experts de l'IRSN avaient besoin pour imposer à tous les réacteurs en fonctionnement le référentiel de l'EPR. Ils vont même plus loin et ne se contentent pas d'imposer ce référentiel aux futurs réexamens de sûreté. La position est d'imposer à EDF, pour les réacteurs dont elle souhaiterait prolonger la durée de vie au-delà de la durée initiale de 40 ans, de tendre au plus vite vers le référentiel des exigences de sûreté de l'EPR. Ainsi, les auteurs du rapport intiment aux experts d'EDF de ne pas attendre les prochains réexamens de sûreté, mais de se servir des ECS comme d'une première étape et de fournir un plan de travail pour fin 2011 visant à diminuer le plus rapidement possible l'écart entre les installations en fonctionnement et le référentiel de sûreté EPR<sup>820</sup>.

Le premier travail des experts de l'IRSN dans leur rapport a alors été de replacer l'accident de Fukushima et les ECS dans le *continuum* de la régulation des risques nucléaires. C'est seulement dans un deuxième temps que la démarche proposée par les exploitants est analysée. Il est précisé, à propos de la démarche des ECS, que l'objectif de l'exercice ne soit pas de juger du bienfondé ou de la suffisance des règles, des référentiels, mais de postuler, de façon déterministe, les capacités de robustesse des installations au-delà du niveau donné par les règles. Il faut, indépendamment de la probabilité des événements ou de la sévérité des

---

<sup>820</sup> Ibid., p.18-19

règles, considérer des événements hors cadre, hors dimensionnement. Cette exigence est clairement explicitée par les experts de l'IRSN :

*« Il convient de noter que les évaluations complémentaires de sûreté n'ont pas pour objectif de se réinterroger à court terme sur les référentiels en vigueur (bien que ceux-ci soient évoqués dans les différents « états des lieux » que les exploitants doivent réaliser) : il s'agit ici de postuler des événements allant au-delà des événements conventionnellement considérés, sans considération de leur caractère plausible. En ce sens, la démarche retenue est exclusivement déterministe. La prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima dans les référentiels des installations doit être faite, sur la base d'une analyse plus aboutie des enseignements de cet accident »<sup>821</sup>*

Dans le cas de l'évaluation de la résistance des installations au séisme, cette logique se traduit dans le cahier des charges par une démarche en deux temps : d'abord dresser l'état des lieux des installations et de leur niveau de protection à l'égard du séisme en tenant compte des écarts de conformité par rapport aux référentiels en vigueur ; ensuite, évaluer les marges de sûreté, en termes de niveau de séisme, jusqu'à la mise en cause inévitable d'une fonction fondamentale de sûreté (maîtrise de la réactivité, refroidissement, confinement). L'idée est bien, selon les experts de l'IRSN et conformément au cahier des charges européen, d'établir le niveau sismique au-delà duquel la sûreté des installations nucléaires est inévitablement compromise. En dépit de cette précision, ce n'est pas la logique de la démarche envisagée par les experts d'EDF. Ils proposent *a contrario* une démarche en deux étapes : une première étape qui s'attellera, à partir des données disponibles à définir les marges sismiques probables de tous les systèmes, structures et composants importants pour la sûreté ; une seconde étape qui visera à étudier plus en détail les capacités de résistance d'une liste d'équipements essentiels au maintien des fonctions de sûreté dans seulement deux scénarii, à savoir, la perte totale des sources électriques ou de refroidissement. Pour ces deux scénarii, les experts d'EDF identifient ce qu'ils appellent un « noyau dur » d'une trentaine d'équipements essentiels pour prévenir la fusion du matériau combustible. Cette notion de *noyau dur* sera reprise à partir de la fin de l'année 2011 pour désigner les améliorations de sûreté post-Fukushima. Par ailleurs, il est précisé que ces études seront fondées sur le modèle des études de marges sismiques SMA, telles que celle réalisée sur la centrale de Tricastin en 1999 par un bureau d'étude américain, et seront conduites sur les autres centrales dans une version simplifiée de la démarche. Les experts d'EDF précisent également que ces études seront conduites pour des aléas sismiques 1,5 ou 2 fois supérieurs à ceux retenus dans le dimensionnement. Enfin, ils précisent que ces études seront accompagnées de visites sur le terrain et seront vérifiées par des experts indépendants<sup>822</sup>.

L'avis des experts de l'IRSN est mitigé sur la démarche proposée par leurs homologues d'EDF. D'une part, ils considèrent que le cahier des charges des ECS tel que défini par l'Autorité de sûreté n'est pas complètement respecté. D'autre part, la limitation des analyses

---

<sup>821</sup> Ibid., p.22-23

<sup>822</sup> Ibid., p.48-49

de marge sur les situations de perte totale de sources électriques ou de sources de refroidissement, bien qu'elles correspondent aux évènements de Fukushima, n'est pas acceptable et devrait, pour répondre au cahier des charges, porter sur l'ensemble des situations susceptibles d'entraîner la perte d'une fonction fondamentale de sûreté. D'autre part, les experts de l'IRSN signalent que leurs homologues d'EDF ne doivent pas définir une limite *a priori* à l'aléa sismique envisagé, mais qu'à l'inverse la procédure vise à déterminer le niveau d'aléa à partir duquel, des marges ne sont plus disponibles. Il y a, en fait, une divergence assez importante d'interprétation entre les experts d'EDF et de l'IRSN sur la logique des ECS. Pour le premier, il s'agit, à l'instar de la pratique courante consistant à conduire une démonstration de la robustesse des centrales nucléaires à des niveaux supérieurs à ceux pris en compte à la conception. Dans ce processus, il s'agit de « valoriser » les marges de sûreté disponibles, dont on connaît l'existence grâce à l'accumulation des études, pour définir un niveau de résistance probable qui se situe au-delà du dimensionnement d'origine. Cette façon d'appréhender les ECS fait le lien avec un domaine de la gestion des risques nucléaires qui est appelé, depuis l'accident de Three Mile Island de 1979, le domaine du hors-dimensionnement. Depuis cette date, des évènements, des situations et des aléas, qui sont supérieurs ou non pris en compte dans le dimensionnement font l'objet d'études et des mesures de conduite et dispositifs techniques sont mis en place pour conférer des moyens de gestion de ces situations non considérées, *a priori*. Ce domaine est différencié du domaine dit du dimensionnement, en ce qu'il ne fait pas l'objet des mêmes exigences de démonstration. La robustesse doit être démontrée avec une grande certitude pour l'ensemble des situations et aléas du dimensionnement. À l'inverse, la démonstration de robustesse n'est pas exigée pour le domaine du hors dimensionnement. Il s'agit simplement d'envisager ces situations jugées improbables pour se donner des moyens d'action au cas où en établissant des procédures d'action ou plutôt de réaction. Le domaine du hors dimensionnement est un espace d'exploration et seul un nombre très limité de situations y est envisagé, en l'occurrence cinq<sup>823</sup>. C'est au travers du prisme des études hors dimensionnement que les experts d'EDF interprètent et envisagent les ECS. Pour eux, il s'agit alors de renforcer les études concernant deux des cinq situations envisagées historiquement par ce type d'études et qui ont été directement mises en lumière par l'accident de Fukushima, à savoir : la procédure H1 relative à la perte totale de la source froide et la procédure H3 relative à la perte totale de source électrique. L'apport des ECS, dans ce cadre d'études et d'analyse préexistant, est d'étudier ces deux situations à partir d'aléas initiateurs (séismes, inondations et autres aléas naturels) d'ampleurs plus élevées que celles prises en compte pour le dimensionnement.

---

<sup>823</sup> Il s'agit des situations hors dimensionnement : H1 : perte de la source froide externe à l'installation ; H2 : perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, normale et de secours ; H3 : perte totale des sources d'alimentation électrique (externes et internes) ; H4 : secours réciproque des systèmes d'aspersion dans l'enceinte et d'injection de secours à basse pression pendant la phase de recirculation ; H5 : protection des sites en bord de rivière en cas de crue dépassant la crue de référence.

Pour les experts de l'IRSN, en suivant plus strictement le cahier des charges européen repris par l'Autorité de sûreté, il s'agit d'un tout autre exercice avec les ECS. La démarche doit alors être inversée et il faut partir de la capacité de résistance maximale de l'installation pour en déduire les limites de résistance face à un ensemble de situations et d'aléas non prédéterminé. L'objectif de l'étude étant, *in fine*, d'identifier ces situations limites, de voir où elles se situent par rapport au dimensionnement et évaluer l'intérêt qu'il y aurait à mettre en place des dispositifs techniques et organisationnels pour les prévenir. Cette nouvelle approche défendue par les experts de l'IRSN est tout à fait innovante et les différents exploitants leur ont signifié toutes les difficultés qu'ils rencontraient à l'envisager et ont promis qu'ils apprendraient en faisant<sup>824</sup>.

Face à la complexité et à l'originalité de la procédure d'évaluation, les experts de l'IRSN proposent ce qui leur semble être une démarche acceptable. L'interprétation par les experts de l'IRSN de l'exercice ECS se déroule en quatre temps. D'abord évaluer les limites de robustesse des installations nucléaires et en tirer les niveaux d'aléas pour lesquels la perte des fonctions de sûreté, l'accident, devient inévitable. Cette première étape a pour objectif d'identifier les éventuels effets falaises, en évaluant l'écart qui sépare le niveau retenu dans le dimensionnement de celui pour lequel l'accident est inévitable. Si cet écart est faible, si pour un niveau tout de suite au-dessus du dimensionnement, l'accident est inévitable, alors il y a effet falaise. Cet examen permet alors, également, d'identifier les points faibles de l'installation au fur et à mesure que les aléas augmentent ou que les situations considérées deviennent de plus en plus défavorables. La troisième étape vise à évaluer, *a posteriori*, la probabilité ou la vraisemblance des aléas et des situations pour lesquels l'accident est inévitable. La dernière étape vise alors à déterminer, si opportun, des renforcements de la robustesse de l'installation à partir des points faibles identifiés pour aléas ou des situations jugées suffisamment plausibles. Malgré ce guide pratique proposé par les experts de l'IRSN, leurs homologues d'EDF se cantonnent à un type d'étude plus traditionnel. L'opposition entre ces deux façons d'aborder l'exercice ECS est au cœur des débats durant toute l'année 2011.

En guise de conclusion intermédiaire, il faut noter que l'avis des experts de l'IRSN sur les démarches envisagées par les différents exploitants concernés par les ECS est structuré en deux temps. Le premier temps, fondamental, est consacré à l'intrication de ces évaluations *complémentaires*, et il faut bien souligner le terme, par rapport au cours des évaluations et réexamens de sûreté réglementaire qui rythme la maintenance de la robustesse des installations nucléaires en France. Le premier geste des experts de l'IRSN est de scander qu'il n'y a pas d'ECS *per se*, il ne s'agit pas d'évaluations *supplémentaires* de sûreté, mais bien complémentaires. Il s'agit alors moins de traiter les leçons de Fukushima via les ECS que de les insérer dans le *continuum* de la régulation du risque nucléaire. Dans un deuxième temps seulement, les démarches des exploitants sont analysées à l'aune de cette intrication. Ce

---

<sup>824</sup> Ibid., p.50

deuxième temps est pratiquement négligeable en réalité. Puisque dans la perspective ouverte par les experts de l'IRSN, le retour d'expérience de Fukushima dépasse largement le cadre des ECS, qui ne sont désormais rien de plus qu'une première étape vers une révision plus fondamentale de la robustesse des installations nucléaires à l'aune de l'accident japonais à partir du référentiel EPR. L'avis des experts de l'IRSN a fait l'objet d'une réunion des groupes permanents d'experts, le 6 juillet, qui a été l'occasion pour les différents acteurs de confronter leur point de vue sur la démarche ECS.

La réunion des Groupes permanents chargés des réacteurs nucléaires et des laboratoires et usines<sup>825</sup> du 6 juillet 2011 vise à examiner les démarches envisagées par les différents exploitants pour répondre aux cahiers des charges de l'Autorité de sûreté concernant les évaluations complémentaires de sûreté (ECS). Pour l'occasion, des représentants des Autorités de sûreté des pays voisins ont été invités à assister à la réunion pour les guider dans la conduite des *stress tests* dans leur pays respectif. Cette présence est justifiée par le président du Groupe permanent réacteur en introduction de séance de la façon suivante :

*« Nous avons quelques invités étrangers des autorités de sûreté nucléaire de certains pays voisins de la France. Cette réunion devrait montrer comment les exploitants concernés répondent au cahier des charges de l'ASN. Il est évident que l'on n'entre pas dans des discussions techniques très pointues parce que c'est la suite à partir de septembre, quand ils vont rendre leurs rapports et leurs études. Ici, on regarde plutôt les principes et ce qui est demandé aux exploitants »<sup>826</sup>*

Cette présence est un élément supplémentaire concourant à l'argumentation de la place particulière de la France dans la régulation de la sûreté nucléaire à l'échelle européenne et de son influence. C'est plutôt la situation française qui guide l'exercice à l'échelle européenne, semble-t-il, que les instances européennes qui dictent la forme de l'exercice français. Nonobstant cette remarque liminaire, l'essentiel de la réunion et des discussions

---

<sup>825</sup> Il faut noter qu'en plus des deux Groupes permanents historiques, 6 nouveaux Groupes permanents ont été constitués entre 2008 et 2018 : il s'agit du Groupe permanent d'experts en radioprotection pour les applications médicales et médico-légales des rayonnements ionisants en 2008 ; du Groupe permanent en charge des questions de déchets nucléaires créé en 2009 ; du Groupe permanent en charge des questions de transport de matières radioactives créé en 2009 ; du Groupe permanent en charge des équipements sous pression nucléaires (dit GP ESPN) en 2010 ; du Groupe permanent d'experts en radioprotection, pour les applications industrielles et de recherche des rayonnements ionisants, et en environnement en 2012 ; le Groupe permanent d'experts pour les questions de démantèlement créé en 2018. Le Groupe permanent ESPN joue un rôle particulier dans la période récente. En effet, son rôle est de veiller à la bonne application de la mise à jour de l'arrêté de février 1974 réglementant la fabrication et le contrôle des équipements composant la chaudière nucléaire (cuve, circuits primaires, etc.) en décembre 2005 en prévision de la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire et surtout sa mise à jour de 2015 avec l'édiction de l'Arrêté du 30/12/15 relatif aux équipements sous pression nucléaires et à certains accessoires de sécurité destinés à leur protection. Les modalités d'application de cet arrêté sont particulièrement cruciales puisqu'en dépend à la fois l'acceptabilité du couvercle de cuve du réacteur EPR en construction à Flamanville, mais aussi la validation de l'extension de durée de vie des équipements de la chaudière nucléaire au-delà de 40 ans.

<sup>826</sup> ASN, « Relevé des discussions de la réunion GPR-GPU du 06/07/2011 Démarches mises en œuvre par les exploitants EDF, ILL, AREVA et CEA pour réaliser les évaluations complémentaires de sûreté postFukushima de leurs installations nucléaires de base », CODEP-MEA-2012-061079, Paris, le 12 novembre 2012, p. 3

ont porté sur la distinction entre l'exercice ECS et le processus traditionnel de réexamen de sûreté.

L'essentiel de la réunion est occupé à générer un consensus entre les différents acteurs présents sur la portée des ECS, sur l'utilisation qui sera faite des résultats et sur la place à lui accorder dans le *continuum* de la maintenance de la robustesse des installations nucléaires. En particulier, les experts d'EDF font état de la situation très délicate dans laquelle les ECS les positionnent. Habituellement, la logique des réexamens de sûreté pour l'électricien est de démontrer la robustesse de ses installations face à des exigences de sûreté qui évoluent. Cette démonstration est essentielle pour obtenir l'autorisation de poursuite du fonctionnement des réacteurs. Or, le principe des ECS est de postuler la défaillance des systèmes de sauvegarde, des barrières, de supposer la perte des fonctions de sûreté, indépendamment de leur robustesse, et de regarder ce qui se passe. La manipulation de concepts nouveaux, l'utilisation de scénarii très peu probables, le fait d'envisager des situations invraisemblables engendrent un risque politique majeur. Ce risque est que, une fois dans l'espace public, ces nouveautés qui doivent servir uniquement l'analyse se métamorphosent en exigences de sûreté. Un membre du Groupe permanent laboratoires et usines précise en conclusion de la réunion le risque qu'il voit à l'exercice ECS tel qu'il est conçu :

*« On vient de vivre Fukushima. Certains d'entre nous ont eu l'occasion de faire de la télévision. Je veux quand même noter qu'il peut y avoir une inquiétude très forte. Toute cette philosophie de situations redoutées d'installations rebute. Vues par des gens à qui on ne demande pas de transparence ni éventuellement de la rigueur, ces situations vont devenir des situations probables, puis certaines, puis fatales. Personnellement, je dis attention aux situations redoutées dont certaines vont être probablement un peu irréalistes. Qu'elles ne deviennent pas des vérités profondes et que l'on ne soit pas en train de créer, par un nouveau vocabulaire très mal défini, une situation qui, sur un plan de communication, sera totalement ingérable »<sup>827</sup>*

Cette citation qui vient conclure la journée de débat révèle un élément profond de la réticence des exploitants à conduire une démarche originale qui postule la défaillance des installations. D'un point de vue politique et médiatique, parler de situations pour lesquelles l'accident survient conduit à se voir imposer d'importants renforcements pour résister à des situations très improbables. À l'inverse, si les exploitants pouvaient démontrer la sûreté de leurs installations en tenant compte des événements de Fukushima, alors l'industrie sortirait grandie des ECS. Cette préoccupation n'est jamais aussi clairement affichée que par ce membre du groupe permanent, ancien directeur de site du CEA et cadre de la Société française d'énergie nucléaire (SFEN). Toutefois, les experts d'EDF s'ancrent pleinement dans cette logique et montrent les mêmes réticences à l'égard des ECS comme envisagé par les experts de l'IRSN. En effet, indépendamment de l'intérêt de la démarche, celle-ci pose deux problèmes majeurs pour l'électricien. Le premier tient au fait qu'elle tend indéfectiblement à la conclusion de la non-robustesse des installations nucléaires, ce qui pose un problème

---

<sup>827</sup> Ibid., p.50



politique pour une industrie qui se fonde précisément sur la démonstration de robustesse. Le deuxième problème tient à l'utilisation qui pourra être faite des résultats étant donné que la vraisemblance des situations étudiées n'est pas considérée. Cette tension entre la nécessité de réaliser cette démarche et les difficultés de la faire est décrite par un expert d'EDF à la réunion de la façon suivante :

*« À l'évidence, la situation de Fukushima nécessite d'examiner des situations qui sont très au-delà des situations de dimensionnement des centrales existantes. Ce principe-là s'impose sans aucun doute. Je voulais néanmoins attirer votre attention sur le fait que le cahier des charges de l'ASN demande de supposer la perte successive des lignes de défense indépendamment de la probabilité de cette perte. Face à une démarche comme cela, en tant qu'exploitant responsable, on a quelques difficultés puisque cette démarche n'est pas bornée. Inéluctablement, elle conduit à des conséquences inacceptables puisque, indépendamment de la robustesse ou de la probabilité des pertes de lignes de défense, plus vous mettez de lignes de défense, plus le cahier des charges nécessite d'examiner les conséquences de ces pertes de lignes de défense. Il nous semble que, s'il faut avoir cette démarche déterministe de principe, néanmoins, il faut extrêmement s'en méfier dans les conclusions qui peuvent en être tirées. Cela peut conduire à dimensionner ou à déterminer des parades qui, pour le coup, répondraient à des situations invraisemblables. Il y a quand même un biais au fait que cette démarche soit non bornée puisque vous allez considérer que toutes les lignes de défense que vous mettez en place sont inéluctablement perdues. Cela pose le problème d'orienter les efforts de sûreté là où ils sont nécessaires. Cette démarche comporte évidemment un inconvénient sur l'acceptabilité de nos installations. De toute façon, conduisant à des démarches inéluctablement non acceptables, elle ne traduit pas la robustesse de nos installations. C'est pour cela qu'il nous semble que le cahier des charges – c'est comme cela que se sont engagées les discussions entre l'ASN, l'IRSN et nous – doit premièrement, dans son application, considérer la perte successive de façon déterministe des lignes de défense successives, mais deuxièmement, dans le jugement qui sera porté sur la robustesse des installations et dans la définition de parades supplémentaires, partir du caractère vraisemblable ou non, même hors dimensionnement, de ces pertes à la fois en termes d'aléas considérés ou en termes de conséquences de cet aléa sur les systèmes de sûreté. C'est dans ce sens-là que nous comptons orienter nos analyses »<sup>828</sup>*

Cette longue citation décrit la délicate position des experts d'EDF dans l'exercice ECS, qui postule la défaillance de ses installations, présente néanmoins une échappatoire. La solution serait pour ces experts de bien distinguer l'exercice en deux étapes : une étape où on postule les défaillances ; une étape où on estime, par jugement d'expert, la vraisemblance de ces défaillances et la faisabilité de les résorber par des moyens techniques. Le risque entrevu par les exploitants au travers de l'exercice ECS est de se voir imposer des exigences de sûreté trop importantes à moyen terme. L'exploration de scénarii extrêmement improbables, au travers d'un niveau d'aléa sismique qui remettrait indubitablement en cause la robustesse des installations nucléaires, est de voir ces scénarii, à terme, imposés dans le dimensionnement. Il faut donc cantonner de façon hermétique l'exercice ECS du reste de l'activité de maintenance. Pour cela, une maîtrise irréprochable du vocabulaire et l'attention permanente

---

<sup>828</sup> Ibid., p.6-7

aux nouveaux concepts (situations redoutées, effets falaises, etc.) sont de mise. Cette façon de procéder obtient l'accord du Groupe permanent, mais malgré cet accord de principe, sa mise en pratique révèle une incapacité de la part les experts d'EDF à assumer la première étape des ECS qui affichent la défaillance de la sûreté des installations nucléaires. Le cas des digues de protection des sites de Fessenheim, Tricastin et Cadarache en est un exemple percutant. Suite à l'examen de la démarche des exploitants, les experts de l'IRSN ont émis un projet de recommandations devant faire l'objet de discussion lors de la réunion des groupes permanents. Généralement, les projets de recommandations traduisent des points techniques sur lesquels les experts de l'IRSN et les exploitants n'ont pas réussi à trouver de consensus. La recommandation intime à différents exploitants de postuler dans les ECS la rupture des ouvrages de protection contre l'inondation. En temps normal, ce scénario n'est pas considéré comme possible dans les études de sûreté. En contrepartie, les exploitants doivent démontrer la robustesse de ces ouvrages face à certains phénomènes, dont le séisme majoré de sécurité. Pour les experts de l'IRSN, les ECS obligent, dans un premier temps, à envisager l'effacement complet de ces ouvrages et à considérer les inondations résultantes sur les sites et, dans un deuxième temps, à évaluer la probabilité et la vraisemblance des phénomènes susceptibles d'engendrer ces ruptures. La démarche proposée par les experts d'EDF pour répondre à cette recommandation est toute autre. Sur les sites de Fessenheim et Tricastin, ils entendent, non pas considérer la rupture des ouvrages de protections, mais entrevoir si la démonstration de robustesse peut être étendue à des niveaux d'aléas plus importants qu'à l'accoutumée, par exemple par un séisme supérieur au séisme majoré de sécurité. Malgré la tentative de justification, la proposition des experts d'EDF n'entre pas dans la logique des ECS selon les certains membres des Groupes permanents d'experts :

*« Vice-président GPR : Vous parlez du dossier VD2. Il ne s'agit pas de refaire les VD2. On vous demande une démarche différente. Vous ne voulez pas comprendre.*

*EDF : La démarche est différente parce que l'on va nettement au-delà des VD2.*

*Membre du GPU : Il me semble que la démarche des deux exploitants qui sont en face de nous est complètement différente. J'avais compris que la démarche post-Fukushima est bien celle qu'AREVA compte utiliser. On suppose une inondation quelle que soit l'origine. On regarde jusqu'où l'on peut aller et on voit les limites de l'installation, puis on analyse la plausibilité. Si je comprends bien, EDF continue à effectuer l'analyse plutôt dans l'autre sens, dans le sens classique où l'on analyse le dimensionnement.*

*EDF : Non ! On procède de la même façon. On regarde aussi l'incidence d'une lame d'eau de diverses hauteurs sur la plateforme »<sup>829</sup>*

La position défendue par les experts d'EDF est de regarder de façon disjointe les conséquences d'un niveau d'eau quelconque sur le site et la rupture des ouvrages de protection. Leur crainte si les deux événements sont liés est de devoir, à terme, postuler la possibilité de la rupture de digue dans le dimensionnement et ainsi protéger la centrale contre des niveaux d'eau plus importants (non prévus initialement). Au bout de la discussion,

---

<sup>829</sup> Ibid., p.30-31 et 34-35

la position des experts de l'IRSN est validée par les Groupes permanents et la recommandation est maintenue en l'état. De façon générale, la réunion des deux groupes permanents portant sur l'examen des démarches exploitants pour les ECS fait ressortir le fait que, d'une part, le travail engagé par les exploitants et les experts de l'IRSN est extrêmement ambitieux, mais que dans le même temps il n'est que la première étape d'un processus beaucoup plus long de retour d'expérience de l'accident<sup>830</sup>.

Suite à cette réunion, les exploitants ont 9 semaines pour conduire et rédiger leur rapport ECS. En parallèle de cet exercice l'Autorité de sûreté a organisé une campagne d'inspection ciblée sur les thèmes mis en avant par l'accident de Fukushima. Ces inspections, menées sur l'ensemble des installations nucléaires jugées prioritaires, visaient à contrôler sur le terrain la conformité des matériels et de l'organisation de l'exploitant au regard du référentiel de sûreté existant. Entre juin et octobre 2011, 38 inspections ont ainsi été conduites. Il s'agit d'inspections renforcées sur plusieurs jours afin de couvrir l'ensemble des thèmes. Les quatre grands thèmes des ECS sont abordés. À savoir la protection contre les agressions externes, en particulier la résistance au séisme et la protection des inondations, la perte des alimentations électriques, la perte de la source de refroidissement et la gestion opérationnelle des situations d'urgence. En tout ce sont 114 journées d'inspections qui ont été réalisées. De plus, ces inspections intègrent, en plus des inspecteurs de l'Autorité de sûreté nucléaire et des experts de l'IRSN, des représentants de la société civile. L'Autorité a ainsi proposé aux commissions locales d'information (CLI) auprès des installations nucléaires et au Haut comité pour la transparence et l'information à la sécurité nucléaire (HCTISN) de participer à quelques inspections ciblées en tant qu'observateurs, sous réserve de l'accord de l'exploitant.

## **8.2. Des ECS au Noyau-dur : élaborer un dispositif de réparation de la robustesse**

Les dossiers ECS des exploitants ont été rendus le 15 septembre 2011. Il s'est ouvert ensuite un épisode d'échanges intenses entre les exploitants et les experts de l'IRSN afin de faire converger les points de vue au maximum dans l'optique de la préparation de l'examen par les deux Groupes permanents historiques au début du mois de novembre. La logique de fonctionnement de la période intermédiaire est que les experts de l'IRSN envoient leurs questions, remarques ou recommandations aux exploitants sur la base des dossiers transmis. Celles-ci peuvent concerner simplement des demandes d'informations complémentaires ou d'éclaircissement de certains aspects techniques, mais peuvent également consister en des

---

<sup>830</sup> ASN, « Avis et Recommandations des Groupes Permanents « Réacteurs » et « Usines » du 06/07/2011 Méthodologies des évaluations complémentaires de la sûreté des INB à la suite de l'accident de Fukushima », CODEP-MEA-2011-038316, 07 juillet 2011, p.2

demandes d'études supplémentaires ou de modifications des études déjà menées. Ensuite, des réunions d'échanges sont organisées au cours desquelles les exploitants et les experts de l'IRSN confrontent leur point de vue sur les questions et recommandations soulevées par les experts de l'IRSN. Soit les divergences se résorbent, soit elles font l'objet de proposition d'engagement de la part des exploitants pour répondre aux questionnements des experts de l'IRSN, soit, en l'absence de consensus, le différend fait l'objet d'une recommandation qui sera discutée lors de l'examen par les Groupes permanents. Dans cette section il est détaillé d'abord les dossiers des exploitants, ensuite l'avis de l'IRSN puis les réunions des Groupes permanents.

### 8.2.1. Le dossier ECS des experts d'EDF : quand la fissure démontre la robustesse

Le dossier EDF est composé de 19 rapports, un par site nucléaire plus 6 rapports relatifs à des installations en démantèlement<sup>831</sup>. Ces rapports sont construits comme des démonstrations de robustesse des installations nucléaires, mais dans un sens qui diffère de celui habituel. Jusqu'à maintenant la démonstration de sûreté, ou de robustesse, des installations nucléaires repose sur un processus, celui de l'examen des rapports de sûreté successifs lors de la mise en service ou celui des réexamens de sûreté pour des installations déjà en fonctionnement. Cette démonstration n'a pas de matérialité propre, mais s'appuie sur un dispositif fait d'un ensemble d'éléments hétérogènes. En effet, la démonstration est fondée à la fois, matériellement, sur un ensemble de documents techniques épars constituant ce que les acteurs eux-mêmes nomment le référentiel de sûreté, sur un ensemble d'étude et de contrôle de conformité de l'installation à ce référentiel, sur de nombreuses études annexes de sûreté, mais aussi, et c'est sans doute l'élément principal, sur la conviction partagée des différents acteurs impliqués dans le processus de démonstration : les exploitants, les experts de l'IRSN, les Groupes permanents d'experts et l'Autorité de sûreté. De la sorte, la démonstration de robustesse est un processus continu de contrôle et d'amélioration de la sûreté qui est ponctué par des périodes d'arrêt prévues des réacteurs où les modifications sont réalisées : les visites décennales.

Dans le cas des rapports ECS, il s'agit d'une démonstration au double sens étymologique du terme, c'est-à-dire à la fois comme un raisonnement par lequel on établit la vérité d'une affirmation, mais aussi comme l'action de montrer publiquement la vérité d'une donnée scientifique. Ce dernier point est une donnée importante, car les rapports ECS sont publics et consultables en ligne<sup>832</sup>. Ainsi, il s'agit à travers ces rapports, pour les experts d'EDF, de

---

<sup>831</sup> Il s'agit des sites de Creys Malville, des réacteurs UNNG de Bugey, Chinon et Saint-Laurent-des-Eaux, du REP de Chooz À ainsi que du réacteur de Brennilis aux Monts d'Arrée.

<sup>832</sup> Disponible sur le site de l'autorité de sûreté nucléaire (<https://www.asn.fr/Controler/Evaluations-complementaires-de-surete/Rapports-des-exploitants/Rapports-EDF>, consulté le 06/06/2020)

montrer et de démontrer publiquement par un document autoportant la qualité indéniable de robustesse de ses installations. Ces démonstrations ne sont pas fondées sur la conviction partagée des différents acteurs de la régulation du risque nucléaire, mais sur un raisonnement logique univoque. En effet, les experts d'EDF utilisent pour leur démonstration une variété d'études, de connaissances, de règles, mais aussi de jugements d'experts qui leur sont propres. Ces divers éléments ont des degrés de légitimité variables et ne sont, en aucun cas, nuancés par d'autres avis ou études émanant des experts de l'IRSN ou d'autres experts. De la sorte, la démonstration des experts d'EDF ne fait état ni des incertitudes entourant certains paramètres ni des controverses qui les opposent aux experts de l'IRSN, par exemple sur l'interprétation de la règle fondamentale de sûreté 2001-01 (cf. Chapitre 7). Il s'agit, factuellement, d'un déroulé de faits jugés par les experts d'EDF comme acquis et desquels il ressort des conclusions sans équivoque.

Par ailleurs, il faut noter que le terme de « robustesse », tel qu'employé par les experts d'EDF, peut prendre un sens différent de celui que j'ai utilisé jusqu'à maintenant. Parfois, ils l'utilisent dans le même sens que moi, pour exprimer une qualité, par exemple : « Des connaissances scientifiques robustes ». Par contre, à d'autres endroits, la robustesse peut servir à définir la capacité d'un bâtiment, d'une structure ou d'un équipement à supporter des charges supérieures à celles utilisées dans son dimensionnement. Dans ce cas-là, la robustesse n'est plus une qualité conférée, mais un paramètre mesurable. Les deux sens du terme sont utilisés de façon indifférenciée et en pratique cela se répercute sur l'intégralité de la démarche. Ainsi les rapports ECS servent à la fois à démontrer que les installations EDF sont sûres de manière certaine et en même temps à démontrer qu'elles sont résistantes au-delà de leur dimensionnement initial.

Ce double objectif se traduit dans la rédaction des rapports. Dans un premier temps, la démonstration des experts d'EDF porte sur la robustesse de leurs installations au niveau de leur référentiel. Cette démonstration repose sur l'affichage du référentiel de sûreté au niveau du dernier réexamen de sûreté puis sur une démonstration de la conformité de l'installation à ce référentiel justifié par des visites sur sites et par le traitement des non-conformités connues. La deuxième démonstration porte sur la capacité de résistance des installations au-delà de leur référentiel, et dans ce cas pour un aléa sismique supérieur au spectre du séisme majoré de sécurité (SMS). En pratique, pour l'ensemble de ses sites, les experts d'EDF se sont attelés à démontrer la robustesse des installations jusqu'à un niveau minimum équivalent à 1,5 fois le SMS des sites. Les 19 rapports ECS de sites partagent la même conclusion, à savoir que :

*« Les capacités sismiques des structures et matériels de l'installation, dont la défaillance conduirait à la remise en cause des fonctions de sûreté, sont supérieures à 1,5 fois le SMS. Ce*

*niveau va donc très largement au-delà du contexte sismique du site, jusqu'à des valeurs d'aléa non plausibles pour ce site, moyennant la prise en compte des études complémentaires »<sup>833</sup>*

Cette conclusion est valable pour tout le parc nucléaire, même quand certains sites présentent des facteurs de marges plus importants, la conclusion reste inchangée. Le seul point qui change est la valeur d'accélération notée entre parenthèses, qui correspond à la valeur minimale de la robustesse de l'installation du site démontrée selon les experts d'EDF. De ce point de vue, les rapports ECS ne répondent pas au cahier des charges défini par l'Autorité de sûreté qui intimait l'ordre d'évaluer la limite de la robustesse des différentes installations. Ainsi, les experts d'EDF n'ont pas tenu compte des remarques et recommandations émises par les membres des Groupes permanents et par les experts de l'IRSN lors de la réunion du 6 juillet 2011 et ont préféré continuer à privilégier leur logique de démonstration de la robustesse à celle du test de résistance.

Le passage de la première démonstration de la robustesse à la seconde s'effectue dans une logique de continuité. Ce sont les marges de sécurité, passives dans la première démonstration, qui s'activent pour fonder la seconde. Cela implique une différence notable dans la place réservée à l'incertain et à l'inconnu dans la démonstration. En effet, l'ensemble des précautions prises dans l'instauration de la robustesse parasismique des installations nucléaires, pour acquérir une conviction commune dans la réalité de cette qualité et en dépit de l'étendue à la fois des incertitudes, des imperfections et du vieillissement, ne sont pas utilisées dans la deuxième démonstration. Et pour cause, cette deuxième démonstration utilise ces précautions comme les ressources de sa démonstration de robustesse hors dimensionnement. Ainsi, dans la deuxième démonstration, il n'est plus question de conservatisme face à l'inconnu ou aux variables, mais de précision selon une logique dite du « *best estimate* ». Ce passage de la première à la seconde démonstration, qui est aussi un passage de la première acception du terme robuste à la seconde, est justifié par le fait qu'à la conception puis lors des réexamens périodiques de sûreté, selon les experts d'EDF, le dimensionnement parasismique de l'installation a recours à des pratiques d'ingénierie robustes qui s'appuient sur des hypothèses et des méthodes pénalisantes qui génèrent des marges. L'installation peut par conséquent faire face à des sollicitations supérieures à son niveau de dimensionnement sans pour autant remettre mécaniquement en cause la robustesse de l'installation<sup>834</sup>. Par ailleurs, les experts d'EDF entendent se servir d'un indicateur comme élément d'évaluation de la capacité sismique et donc de justification d'une robustesse hors dimensionnement. Il s'agit du *Peak Ground Acceleration* (PGA) qui représente l'accélération maximale du spectre de mouvement du sol à fréquence infinie. Ainsi, les experts d'EDF entendent démontrer une capacité sismique supérieure au PGA du spectre SMS à un PGA supérieur. Pour cela, sa démonstration repose sur la valorisation de trois sources de marges. La première source est incluse dans le chargement sismique qui

---

<sup>833</sup> EDF, « Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima : Tricastin », 15 septembre 2011, Chapitre 2, p.45

<sup>834</sup> Ibid., p.31

correspond à la marge entre le spectre considéré dans l'étude<sup>835</sup> et le spectre SMS du site. La seconde correspond à des marges prises dans le calcul de la réponse de la structure (efforts dans la structure et spectres de plancher). Enfin, la troisième source de marge provient des critères de dimensionnement des structures et équipements utilisés à la conception. Comme il a été vu au chapitre précédent, les experts d'EDF considèrent que les méthodes de dimensionnement utilisées lors de la conception sont très conservatives en comparaison des techniques plus modernes telles qu'utilisées pour les autres industries à risques et dans les codes de calcul récents (Eurocodes). Cela tient en particulier à la non-prise en compte de la ductilité des matériaux. Il est ainsi précisé que :

*« Le dimensionnement du génie civil, et en particulier le calcul du ferrailage, est issu d'une analyse dynamique modale spectrale. Les critères de dimensionnement utilisés, beaucoup plus sévères que pour le bâti courant ou les installations classées « Seveso » n'autorisent pas la dissipation d'énergie dans le domaine plastique (pas de recours aux coefficients dits « de comportement » des Eurocodes) »<sup>836</sup>*

Pour les sites de Tricastin et de Saint-Alban, la démonstration utilise des études spécifiques de marges sismiques préexistantes. Une évaluation probabiliste de sûreté avec initiateur sismique a été conduite en 2010 sur le site de Saint-Alban. La conclusion de cette étude est que le risque de fusion du cœur suite à un séisme était d'une chance sur un million par an et par réacteur. Le site de Tricastin, et en particulier le réacteur 3, a fait l'objet d'une étude de marges sismique dite SMA (pour *Seismic Margin Assessment*) en 1999. Cette étude a résulté dans la démonstration de la robustesse du réacteur à un séisme caractérisé par un spectre de forme NUREG calé à 0,3g qui enveloppe sur toute la gamme de fréquences le SMS de Tricastin. Ces deux études ne font pas l'objet d'un accord de la part des experts de l'IRSN, la première étant en cours d'expertise et la seconde présentant des failles méthodologiques importantes selon l'IRSN (cf. Chapitre 7). Toutefois, les experts d'EDF ne font pas mention de ces désaccords et présentent les résultats de ces études comme acquis. Pour les autres sites, les différentes marges sont évaluées par jugement d'experts, à partir de la transposition de ces deux études combinées à d'autres études antérieures. Il est ainsi écrit, dans le rapport ECS de Bugey, par exemple, que :

*« L'essentiel des marges sismiques mises en évidence dans ces études de robustesse [à propos de l'EPS Saint-Alban et du SMA Tricastin] est lié aux pratiques d'ingénierie, qui sont comparables pour la conception de l'ensemble du parc en exploitation d'EDF. Ainsi, bien que ces études soient développées de façon spécifique à un site, les enseignements apportés par ces études restent applicables par avis d'expert pour les autres installations conçues sur la base des mêmes pratiques. C'est le cas en particulier pour le site du Bugey »<sup>837</sup>*

---

<sup>835</sup> Il s'agit le plus souvent du spectre de dimensionnement de l'installation, mais dans certain cas, notamment Tricastin, les spectres DSN 0,3g et le spectre NUREG 0,3 g sont utilisés.

<sup>836</sup> Ibid., p.19

<sup>837</sup> EDF, « Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima : Bugey », 15 septembre 2011, Chapitre 2, p.32

À partir de la combinaison de ces différentes sources d'information et du jugement d'experts, les experts d'EDF dressent des tableaux établissant pour les différents composants sélectionnés<sup>838</sup> les facteurs de marge ainsi que la capacité sismique en termes de PGA. Un exemple est donné ci-dessous pour le site de Chinon :

Tableau 13 : Présentation des facteurs de marges disponibles, de leur source ainsi que de la capacité sismique résultantes pour une série de structures et d'équipements jugés représentatifs (EDF, « Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima : Chinon », 15 septembre 2011, Chapitre 2, p.48)



	Structures		gros composants mécaniques		tuyauteries		bâches	équipements électriques	chemins de câbles	Gainés de ventilation
	lot hors Structures Internes	Structures Internes BR	lot hors Structures Internes	Structures Internes BR	lot hors Structures Internes	Structures Internes BR				
Accélération PGA du spectre de sol (g)	0,2	0,19	0,2	0,19	0,2	0,19	0,2	0,19	0,19	0,19
Facteurs de marge	Forme spectrale	1,6	1	1,6	1	1,6	1	1,6	1	1
	Réponse de la structure (effets de l'enfoncement et interaction inertielle)	1,2	1	1,2	1	1,2	1	> 1,5	> 1,5	> 2
	Critères et méthodes de dimensionnements des SSC	>3	> 3	> 2	> 2	> 3	>3			
<b>Facteur de marge global</b>	> 5,8	> 3	> 3,8	> 2	> 5,8	>3	> 2,4	> 1,5	> 2	> 2
<b>Capacité générique</b>	<b>&gt;0,5g</b>	<b>&gt;0,5g</b>	<b>&gt;0,5g</b>	<b>&gt;0,3g</b>	<b>&gt;0,5g</b>	<b>&gt;0,5g</b>	<b>&gt;0,4g</b>	<b>&gt;0,29g</b>	<b>&gt;0,3g</b>	<b>&gt;0,3g</b>

Dans ce tableau, il est indiqué un facteur de marge variant entre 1,5 et 5,8 selon les composantes considérées par rapport au spectre SMS du site de Chinon. Il faut rappeler que ces facteurs sont déterminés avant tout sur la base du jugement d'expert et ne tiennent pas compte des avis connus des experts de l'IRSN sur certains points. Par exemple, une question particulièrement centrale dans la décennie 2000 a été d'établir la moindre nocivité des séismes proches caractérisés par des mouvements hautes fréquences qui présentent des dépassements de nombreux spectres de dimensionnement des sites français ; les experts d'EDF tentant de construire un faisceau de preuves en ce sens et les experts de l'IRSN étant dubitatifs sur la suffisance des éléments avancés. Dans les rapports ECS, les experts d'EDF considèrent que l'ensemble des mouvements hautes fréquences sont filtrés au passage du sol vers les structures. De ce fait, ils ne tiennent pas compte dans leur étude de marges, des dépassements du spectre de dimensionnement au-delà d'une certaine valeur de fréquences qui dépend des sites, 4Hz pour Tricastin et 6 Hz pour Bugey par exemple. De plus, les experts

<sup>838</sup> Il s'agit d'une cinquantaine d'éléments jugés essentielles au repli en état de sûr de la centrale en cas de séisme et jugés représentatifs de l'ensemble des systèmes, structures et composants jugés important pour la sûreté (abrégé SSC).



d'EDF considèrent que les spectres de dimensionnement sont plus pénalisants que les spectres de séismes réels du fait de leur forme « large bande » par opposition aux mouvements des séismes réels qui sont généralement contenus dans une bande de fréquences plus étroites. Cet argument n'a pas non plus l'accord des experts de l'IRSN. Quoi qu'il en soit, ces deux postulats permettent aux experts d'EDF de présenter une marge liée au chargement sismique positive pour l'ensemble de ses 19 sites en dépit du fait qu'une partie des sites ait un spectre SMS qui dépasse le spectre de dimensionnement<sup>839</sup>.

Plusieurs choses sont à remarquer sur les démonstrations de robustesse hors dimensionnement proposées par les experts d'EDF. En premier lieu, elles font fi de tous les débats, discussions, divergences et oppositions passés avec les experts de l'IRSN. Deuxièmement, elles reposent en grande partie sur des jugements d'experts établis à partir du rassemblement d'études ciblées ou de connaissances parcellaires. Enfin, elles conduisent à déterminer pour l'ensemble des sites d'EDF un facteur de marge minimal de 1,5 par rapport aux spectres SMS des sites issus des derniers réexamens de sûreté. Les experts d'EDF concluent cette deuxième démonstration en justifiant que ce facteur de marges garantit le caractère robuste de ses installations jusqu'à des niveaux d'aléas qu'ils jugent, également par avis d'experts, comme non plausibles. Cette non-plausibilité n'est pas justifiée autrement que par le fait qu'elle dépasse d'un facteur 1,5 le niveau de référence qui est considéré comme déjà conservatif par rapport à la menace réelle que fait peser l'environnement des centrales. De ce fait, en poursuivant la logique, si les installations EDF sont démontrées robustes jusqu'à des niveaux d'aléa sismique non plausibles, alors elles deviennent robustes de façon définitive. Quel retournement, 6 mois après l'accident nucléaire de Fukushima, qui a mis en défaut toutes les croyances et connaissances sur la robustesse parasismique et paratsunami des centrales nucléaires, de démontrer la robustesse absolue de ses installations ! D'une certaine façon, les experts d'EDF estiment que les Japonais n'avaient rétrospectivement pas été suffisamment prudents. Il est écrit dans les rapports ECS la mention suivante :

*« L'accident nucléaire de Fukushima, par ses causes et ses conséquences, a largement excédé les hypothèses de dimensionnement des réacteurs affectés, tant en ce qui concerne leurs moyens de protection contre les aléas intervenus que la gestion des situations accidentelles qui en ont résulté. Même si des questionnements de la Communauté internationale existent sur le fait que ces installations n'auraient pas été conçues pour résister à un niveau d'aléa naturel qui, compte tenu du contexte régional, aurait été à prendre en compte, il est nécessaire d'en tirer les enseignements pour le parc nucléaire français. Une telle démarche avait déjà été mise en œuvre sur le parc français suite aux accidents précédents (TMI [Three Mile Island] en 1979 et Tchernobyl en 1986) et a donné lieu à un plan d'action qui s'est déroulé sur plus d'une dizaine d'années »<sup>840</sup>*

---

<sup>839</sup> EDF, « Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima : Chinon », 15 septembre 2011, Chapitre 2, p.38

<sup>840</sup> EDF, « Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima : Tricastin », 15 septembre 2011, Chapitre 8, p.4

Avec le recul, il paraît en effet surprenant et quelque peu audacieux, sous-entendent les experts d'EDF, d'avoir si peu protégé une centrale nucléaire contre des aléas sismiques et Tsunamis dans une région qui, au sens large, apparaît comme particulièrement sujette à ce genre de phénomènes. Pourtant, le maillage du territoire métropolitain en zones sismiques très étroites est aussi une pratique française. N'a-t-on pas vu à plusieurs reprises dans ce manuscrit certains experts relever le caractère trop étriqué du zonage sismique français, découpé en régions de la taille d'un « timbre-poste » (cf. Chapitre 4) ? Quoi qu'il en soit, l'accident de Fukushima apparaît à l'instar des cygnes noirs de Nicholas Taleb comme des événements prévisibles rétrospectivement (Taleb, 2012) et les experts d'EDF se saisissent de ce trait caractéristique pour se dédouaner de toute assimilation au contexte nucléaire japonais. C'est que l'industrie nucléaire française serait différente. Grâce au processus d'amélioration continue de la sûreté via les réexamens de sûreté, l'industrie française peut, selon les experts d'EDF, se targuer d'un meilleur suivi de la robustesse de ses installations. Un dernier argument avancé par les experts d'EDF tient dans le programme mis en place pour améliorer et contrôler la sûreté de ses installations dans l'optique du prolongement de leur durée de vie au-delà de 40 ans. Ce programme avait déjà en partie préparé le terrain des ECS sans le savoir. Il est ainsi écrit que :

*« Il faut noter que, dans le cadre des études engagées depuis 2008 pour le prochain réexamen de sûreté qui sera effectué lors de la troisième visite décennale du palier 1300 MWe et, plus largement, dans le cadre des réflexions engagées pour la poursuite de l'exploitation des réacteurs significativement au-delà de quarante ans, un réexamen des lignes de défense était déjà en cours avant la présente ECS »<sup>841</sup>*

L'ensemble de ces éléments de contexte concourt à la robustesse des installations EDF, avec un très haut degré de fiabilité dans le cadre de leur dimensionnement, et avec un degré de fiabilité un peu moindre dans le cas du hors dimensionnement. Bien que la robustesse de ses installations jusqu'à des niveaux d'aléa non plausibles semble acquise aux experts d'EDF, pour s'assurer avec un plus haut degré de certitude de cette robustesse, et pour faire suite aux demandes du cahier des charges de l'Autorité de sûreté, ils proposent la mise en place d'un certain nombre de dispositifs nouveaux et de renforcements des dispositifs existants. En effet, dans le cas de la robustesse parasismique, certains composants de la centrale non classés sismiques pourraient malgré tout s'avérer utiles dans certains cas de figure très improbables. C'est le cas par exemple de certains réservoirs d'eau alimentant des systèmes de refroidissement redondants ou du filtre à sable, utilisé pour filtrer l'air radioactif lors de la dépressurisation de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave. Parmi les dispositifs nouveaux, il y a, par exemple, la mise en place d'un nouveau moyen de réalimentation des réserves en eau pour alimenter les générateurs de vapeur, le circuit primaire ou la piscine du bâtiment combustible via l'utilisation de motopompes autonomes puisant dans la nappe phréatique accompagné d'un générateur diesel supplémentaire d'ultime secours (DUS), très

---

<sup>841</sup> Ibid., p. 6

résistant aux aléas externes, pour en assurer l'apport en électricité. Les experts d'EDF envisagent également la mise en place, au niveau national, d'une Force d'action rapide nucléaire (FARN) capable de projeter sur le site en difficulté des équipes compétentes en conduite, maintenance et logistique, avec pour premier objectif d'épauler voire de remplacer l'équipe de conduite sur place afin de rétablir ou de pérenniser le refroidissement des réacteurs, puis de mettre en œuvre des moyens logistiques communs à toute gestion de crise nucléaire de cette ampleur. Sous condition de ces améliorations, les experts d'EDF considèrent que la qualité de robustesse peut être conférée à ses installations nucléaires jusqu'à des niveaux d'agressions non plausibles, définis dans le cas du séisme comme étant supérieurs à 1,5 fois le séisme majoré de sécurité (SMS) des sites.

Les experts d'EDF à travers les ECS entendent donc mettre fin à 60 ans d'instauration de la robustesse parasismique en décrétant l'acquisition définitive de cette qualité pour ses installations. Cependant, comme il n'a eu de cesse d'être montré dans ce manuscrit, la robustesse repose sur une conviction partagée entre tous les acteurs impliqués. Reste donc à savoir si la double démonstration des experts d'EDF suffira à emporter la conviction des services des experts de l'IRSN et des deux Groupes permanents.

### **8.2.2. Des ECS au Noyau-dur : faire du neuf avec du vieux**

L'avis des experts de l'IRSN sur les dossiers ECS est rédigé entre la fin du mois d'octobre et le début du mois de novembre sur la base des rapports des exploitants ainsi que des engagements qu'ils ont pris lors des réunions préparatoires à l'examen par les Groupes permanents. Cet avis marque une transition dans le processus de retour d'expérience entre le besoin de vérification de la robustesse des installations nucléaires françaises au regard des événements de Fukushima et la nécessité désormais de développer des solutions pratiques pour réparer la conviction et maintenir la robustesse. Il s'agit pourtant bien, dans cet avis, de porter un regard critique sur les dossiers ECS des exploitants, en déceler les failles et les manquements, mais cela dans la perspective du développement d'un ensemble d'amélioration et de renforcement à venir. Il ne s'agit pas, en effet, de refaire les ECS avec des postulats différents, mais bien de se servir de la revue critique des ECS pour préparer le développement du dispositif de réparation de la robustesse des installations nucléaires françaises. C'est une étape intermédiaire cruciale pendant laquelle s'élabore la réponse technique à l'accident de Fukushima en France. Cette réponse prend en particulier la forme de la mise en place d'un « noyau dur », qu'il faut comprendre comme une liste limitée de systèmes, structures et composants (abrégé SSC par les acteurs) existants pour partie, mais complété par des équipements nouveaux (notamment le Diesel d'ultime secours), essentiels au maintien des fonctions de sûreté des installations nucléaires, qu'il s'agit de rendre robustes jusqu'à des conditions de fonctionnement qui dépassent suffisamment le dimensionnement. L'essor du Noyau-dur ouvre un nouvel espace, vierge de toute confrontation, dans lequel les

espoirs et les volontés scientifiques déçus des experts de l'IRSN peuvent s'exprimer. À défaut de pouvoir faire évoluer les *statu quo* qui sclérosent le dialogue technique sur la démonstration de la robustesse parasismique au niveau du dimensionnement, le développement d'un nouvel espace, dit du hors-dimensionnement, est saisi par les experts de l'IRSN pour tenter d'imposer leur vision. Se met alors en place une opposition entre deux volontés : celle des exploitants, en particulier d'EDF, pour fonder le référentiel du Noyau-dur en conservant intacte la méthodologie usuelle, mais en lui apposant simplement une marge forfaitaire supplémentaire et celle des experts de l'IRSN qui entendent user de ce nouvel espace pour investir de nouvelles connaissances et méthodes disponibles. Cette opposition se joue sur les deux composantes de la robustesse parasismique, l'évaluation de l'aléa et la réponse des installations. Concrètement, la position des experts d'EDF est de dimensionner le Noyau-dur, du point de vue de la menace sismique, à un aléa équivalent à 1,5 fois le SMS des sites. Ce niveau est pratique, puisque la robustesse a été, selon les experts d'EDF, démontrée jusqu'à ce niveau moyennant la mise en place de quelques renforcements ciblés. De la sorte, avec un Noyau-dur comme celui-ci, il suffit de mettre en place les dispositifs complémentaires présentés dans les ECS. La position des experts de l'IRSN sur la définition du périmètre Noyau-dur se construit à partir de la revue critique des ECS EDF. La critique des experts de l'IRSN porte d'une part sur l'évaluation de l'aléa sismique effectuée par les exploitants et en particulier, dans le cas d'EDF, sur le caractère plausible ou non du SMS majoré d'un facteur 1,5 et, d'autre part, sur la vraisemblance des facteurs de marges relatifs au comportement des systèmes, structures et composantes. Sur l'évaluation de l'aléa sismique telle que réalisée par les experts d'EDF, leurs homologues de l'IRSN rédigent une critique en trois temps.

Le premier temps de la critique est de ne pas avoir considéré les divergences de positions entre les experts de l'IRSN et d'EDF sur l'application de la règle fondamentale de sûreté depuis 2001 qui ont pourtant nourri une longue controverse tout au long de la décennie 2000. Dans son rapport, les experts de l'IRSN replacent, en effet, l'évaluation de l'aléa sismique conduite par leurs homologues d'EDF dans les ECS dans ce contexte de controverse. Ce contexte montre, selon eux, l'ampleur des incertitudes qui caractérise les différentes étapes de l'évaluation de l'aléa sismique en France. Or ces incertitudes sont masquées dans l'évaluation conduite par les experts d'EDF. Plus encore, ces derniers attribuent unilatéralement la qualité de robustesse à l'évaluation qu'ils ont conduite dans les ECS sur la base du respect de la règle fondamentale de sûreté, jugée elle-même robuste par les experts d'EDF, mais sans jamais mentionner ses incertitudes et ses imperfections<sup>842</sup>.

L'importance accordée à ce contexte de controverse scientifique, traduit en incertitudes dans l'évaluation, conduit à modifier la conclusion des experts d'EDF sur le caractère non plausible de l'aléa sismique qu'ils utilisent dans leur deuxième démonstration, à savoir le

---

<sup>842</sup> IRSN, « Évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima : comportement des installations nucléaires françaises en cas de situations extrêmes et pertinence des propositions d'améliorations », Rapport IRSN N°679, Tome 1/2, novembre 2011, p.79

séisme majoré de sécurité (SMS) multiplié par un facteur 1,5. Ce que les experts d'EDF présentent comme un niveau d'aléa sismique non plausible est, du point de vue des experts de l'IRSN, un aléa qui se trouve au contraire, tout à fait dans le domaine d'incertitude de la méthodologie utilisée pour déterminer le séisme de référence d'un site nucléaire. En effet, la prise en compte d'une partie des incertitudes, notamment celle liée à la variabilité des spectres donnés par la loi d'atténuation (ou GMPE) pour un couple de magnitude/profondeur donné, entraîne aisément des dépassements des spectres EDF équivalents à 1,5 fois le SMS. Dans l'extrait suivant, les experts de l'IRSN illustrent leur critique en indiquant que la prise en compte des incertitudes au niveau du séisme historique, le SMHV, peut engendrer à elle seule un spectre plus important que le scénario non plausible retenu par les experts d'EDF :

*« Compte tenu des incertitudes inhérentes à toute évaluation de l'aléa sismique (en particulier du fait du caractère incomplet des données disponibles), l'IRSN considère qu'EDF ne peut pas affirmer, sans apporter d'élément d'appréciation ou de démonstration, que les niveaux définis par 1,5 fois le SMS vont « très largement au-delà du contexte sismique des sites, jusqu'à des valeurs d'aléa non plausibles [...] La prise en compte d'un écart-type dans le modèle de prédiction du mouvement sismique conduit à multiplier les valeurs de PGA par un facteur proche de 2. À cet égard, l'IRSN constate que le PGA correspondant à 1,5 fois le SMS est du même ordre de grandeur que celui obtenu en considérant une prédiction médiane du SMHV-EDF, augmentée d'un écart-type (e.g. Civaux, Bugey, Fessenheim). L'IRSN recommande qu'EDF définisse des scénarii sismiques envisageables au-delà des préconisations de la RFS 2001-01 en tenant compte des incertitudes inhérentes aux modèles de prédiction du mouvement sismique (e.g. effets de site particuliers, variabilité intrinsèque) »<sup>843</sup>*

La divergence de position profonde entre les experts de l'IRSN et d'EDF repose en réalité sur le caractère plausible, ou conservatif, de l'aléa de référence, SMS, tel que déterminé par la règle fondamentale de sûreté. Pour les experts d'EDF, l'aléa obtenu en application de la RFS de 2001 est déjà très peu plausible, du fait des marges apportées par la majoration d'un demi-degré de magnitude et par la translation des épicentres des séismes historiques. De ce fait, multiplier par 1,5 un scénario sismique déjà très peu plausible, le rend encore moins plausible et, selon leur formule, non plausible. Pour les experts de l'IRSN par contre, les marges de la RFS ne couvrent qu'imparfaitement les incertitudes de l'aléa en France. Par exemple, le demi-degré de magnitude ne couvre pas la variabilité des résultats de la loi d'atténuation pour un séisme d'un demi-degré de moins. Plus encore, le zonage sismotectonique, qui peut conduire à retenir ou non des séismes historiques en référence pour un site, peut avoir un impact extrêmement fort et cela indépendamment de la distance de translation. C'est le cas pour le site de Blayais, dans la Gironde, pour lequel un séisme historique survenu à Bordeaux, à 40 km de distance, n'est pas déplacé sous le site alors que le séisme de Bouin, 200 km plus au nord est, lui, déplacé à proximité du site. Or, si le séisme de Bordeaux était retenu, il engendrerait un dépassement très significatif du spectre SMS

---

<sup>843</sup> Ibid., p.80-81

retenu par les experts d'EDF. Ainsi, les niveaux d'aléa que ces derniers retiennent dans leur démonstration de robustesse hors dimensionnement ne peuvent pas être considérés comme non plausibles par les experts de l'IRSN. Un autre postulat dans l'utilisation de la méthodologie de détermination des SMS aurait même conduit en 2003 à considérer des spectres encore plus importants dans le cadre du dimensionnement (*cf.* Chapitre 7). De ce fait, les experts d'EDF ne tiennent pas compte, selon leurs homologues de l'IRSN, de la leçon principale de l'accident de Fukushima qui est que les postulats scientifiques qui fondent les méthodologies d'évaluation des aléas naturels peuvent être erronés.

Le second temps de la critique des experts de l'IRSN porte précisément sur la non-remise en cause de la méthodologie de référence définie dans la règle fondamentale de sûreté 2001-01. En effet, EDF retient comme principe de majorer le SMS des sites, mais sans questionner la validité ou le bienfondé de la méthodologie. Or, l'échec des sismologues japonais invite précisément à se dégager de ses méthodes habituelles pour les confronter à d'autres sources d'information et d'évaluation. En particulier, deux voies auraient pu être envisagées selon les experts de l'IRSN. La première concerne les effets de site particulier. La RFS de 2001 propose de tenir compte de la nature du sol sur le mouvement sismique via l'utilisation d'un indicateur, la  $VS_{30}$ , qui sert de filtre dans la sélection des données utilisées pour le calcul des spectres de mouvement du sol. De la sorte, les spectres correspondants au SMS tiennent compte de la nature spécifique du sol du site considéré. Pour les experts de l'IRSN, au vu des nouvelles connaissances, cette pratique est insuffisante pour tenir compte de l'influence de certaines caractéristiques locales sur les spectres de réponses et intime l'ordre aux experts d'EDF de mener des études complémentaires en se servant comme référence du projet de recherche CASHIMA conduit par le CEA sur le site de Cadarache. La seconde voie identifiée par les experts de l'IRSN, porte sur la détermination d'un nouveau scénario sismique, le Séisme maximum physiquement possible. Ce concept a été développé au tournant des années 1990 dans le cadre du projet de construction d'un centre d'enfouissement des déchets nucléaires<sup>844</sup>. La robustesse parasismique du projet devant être démontrée pour des centaines de milliers d'années, il était question de déterminer le séisme maximal que les lois de la physique autorisent dans une région sismotectonique donnée. Concrètement, ce séisme maximal physiquement possible est déterminé à partir de la dimension totale de la plus grande faille sismique susceptible de rompre dans une région donnée, qu'elle ait occasionné des séismes par le passé ou non. Ces séismes se distinguent des paléoséismes de la règle fondamentale 2001-01, en ce que ces derniers sont issus de traces d'activité sismique visibles en surface alors que certaines failles mal connues, peu actives et en profondeur, sont susceptibles de générer des séismes très puissants bien que sur des périodes de retour très grandes, de l'ordre de la dizaine voire centaine de milliers d'années. La non-prise en compte de ce type de scénarii sismiques est justifiée par les experts d'EDF précisément par leur très

---

<sup>844</sup> ASN, « Définition des objectifs à retenir dans les phases d'études et de travaux pour le stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde afin d'assurer la sûreté après la période d'exploitation du stockage », RFS-III.2.f, 01/06/1991, p.6

faible probabilité d'occurrence. Un second argument tient au fait que la prise en compte de ce type de scénarii sismiques n'est pas exigée par la règle fondamentale. Le troisième argument est que, effectivement, ces failles sont très mal connues et leur prise en compte dans le cadre des ECS était incompatible avec les délais, mais que le programme de recherche initié par les experts d'EDF en 2009, le projet SIGMA, contribuera dans les années qui suivent à apporter des éléments de connaissance permettant éventuellement leur considération dans le cadre des analyses de robustesse. Pour les experts de l'IRSN, il existe un certain nombre de failles pour lesquelles il y a déjà un soupçon d'activité et qui auraient pu être considérées dans l'évaluation d'EDF. Les experts de l'IRSN en veulent pour preuve le dossier ECS de l'Institut Laue-Langevin, exploitant d'un réacteur nucléaire à haut flux sur le polygone scientifique de Grenoble, à quelques centaines de mètres du Centre d'étude nucléaire de Grenoble (cf. Chapitre 1). Dans leur étude, l'institut grenoblois a, en effet, comparé différents spectres de séismes parmi lesquels un SMS majoré d'un écart-type, tenant ainsi compte d'une partie des incertitudes, et un équivalent de séisme maximum physiquement possible à partir de la faille de Belledonne. À partir des différents spectres, l'exploitant a proposé de retenir un séisme « ultime plausible » déterminé à partir du spectre le plus pénalisant. Cette étude est utilisée par les experts de l'IRSN comme argument pour justifier la faisabilité de ces demandes : la prise en compte des incertitudes dans l'application de la règle fondamentale de sûreté ainsi que l'utilisation d'une autre méthode de détermination de l'aléa.

Le troisième temps de la critique des experts de l'IRSN envers l'évaluation de l'aléa sismique réalisé par leurs homologues d'EDF est qu'ils ne répondent pas à la demande du cahier des charges de l'Autorité de sûreté nucléaire en ce qu'il ne précise pas le niveau de séisme à partir duquel la perte de fonction de sûreté devient inévitable. À partir de cette critique en trois temps, les experts de l'IRSN ont rédigé une recommandation comportant quatre points sur la conduite des ECS : la prise en compte des incertitudes, la prise en compte des effets de site particulier, la conduite d'une étude de faille dans un périmètre de 50 km autour des installations et la vérification du maintien des fonctions de sûreté de l'installation aux différents scénarii sismiques envisageables. Au fil des réunions préparatoires à l'examen par les Groupes permanents, la recommandation/critique des experts de l'IRSN s'est progressivement transformée en recommandation/action en prévision de la mise en place du Noyau-dur. Au cours de ces réunions, les experts d'EDF s'appuient d'une part sur l'aspect réglementaire de la règle fondamentale de sûreté, qui oblige à être utilisée comme unique règle pour l'évaluation de l'aléa sismique, ainsi que sur le projet SIGMA, auquel les experts de l'IRSN n'ont pas été conviés et qui devrait éclairer, selon eux, l'ensemble des manquements identifiés à horizon 2015. Face à cette défense, les experts de l'IRSN concèdent de ne pas revenir sur les démonstrations de robustesse effectuées par EDF lors des ECS pour se concentrer sur la phase suivante, à savoir la définition et la mise en œuvre du Noyau-dur. Il est à noter que, lors de cette transformation, le dernier point des critiques des experts de l'IRSN disparaît. En effet, s'agissant de la mise en œuvre de renforcement de

dispositif technique existant ou de la mise en place d'un nouvel équipement, il devient nécessaire de reprendre un type d'évaluation d'aléa « positif », qui peut fonder le dimensionnement des composants du Noyau-dur. Dans l'optique d'une conception nouvelle, l'évaluation de l'aléa par le « négatif » à partir du test des capacités maximales des équipements en place est sans objet. La potentialité d'une telle évaluation se referme, à peine ouverte par les ECS. On n'en entendra plus parler.

En fin de compte, l'avis final des experts de l'IRSN en vue de la réunion des Groupes permanents sur l'évaluation de l'aléa sismique a deux volets. Un premier, porte sur la définition prochaine du Noyau-dur, dans laquelle les experts de l'IRSN recommandent de tenir compte des trois premières critiques à l'encontre des experts d'EDF, mais qui est valable aussi pour les autres exploitants, à l'exclusion de l'Institut Laue-Langevin<sup>845</sup>. À ce premier volet de l'avis des experts de IRSN, à visée opérationnelle pressante, s'ajoute un second volet invitant à une révision de la règle fondamentale de sûreté 10 ans après son entrée en vigueur. La volonté exprimée par les experts de l'IRSN de revoir la règle comprend plusieurs origines. La première est évidemment la position des experts d'EDF qui s'opposent à la prise en compte des connaissances nouvelles, arc-boutés derrière le caractère réglementaire de la règle. La deuxième raison tient à un affaiblissement de la légitimité de la règle française à l'échelle internationale. Cet affaiblissement tient à la montée en puissance de l'approche probabiliste de l'évaluation de l'aléa sismique et conjointement à l'intégration progressive de la diversité des avis d'expert et de l'incertitude dans la construction des méthodologies d'évaluation (cf. Annexe 4).

Pour les experts de l'IRSN, du fait de la pression internationale, mais aussi de l'évolution des connaissances, trois axes d'amélioration de l'évaluation de l'aléa sismique peuvent être identifiés et pourraient conduire à une évolution de la règle fondamentale de sûreté actuellement en vigueur : il s'agit de l'amélioration des données de base des séismes historiques, en incluant notamment l'étude des failles ; de la prise en compte de la diversité des avis d'experts, français, mais aussi internationaux ; et de l'intégration explicite des incertitudes dans le calcul de l'aléa sismique, à cet égard, les experts de l'IRSN préconisent l'utilisation conjointe d'une approche déterministe et d'une approche probabiliste en suivant le guide publié par l'Agence internationale de l'énergie atomique en 2010 (cf. Annexe 4). De la sorte, les experts de l'IRSN inscrivent dans leur avis la recommandation suivante :

*« À la lumière de l'évolution des connaissances et des pratiques en France et à l'international en matière d'évaluation de l'aléa sismique, l'IRSN préconise que l'ASN mette en place un groupe de travail dont l'objectif serait de conduire les études préalables et de proposer un projet de texte servant de support à une révision de la RFS 2001-01. L'IRSN estime que ce groupe de travail devra examiner en particulier les modalités de prise en compte des incertitudes*

---

<sup>845</sup> IRSN, « Évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima : comportement des installations nucléaires françaises en cas de situations extrêmes et pertinence des propositions d'améliorations », Rapport IRSN N°679, Tome 1/2, novembre 2011, p.91



*inhérentes à l'évaluation de l'aléa sismique et définir les investigations nécessaires qu'il convient que les exploitants mènent pour renforcer la robustesse des évaluations »<sup>846</sup>*

À partir de la critique du dossier ECS d'EDF, les experts de l'IRSN tirent deux conclusions pour l'avenir. Dans un premier temps, tenir compte dans la définition prochaine du Noyau-dur des connaissances les plus récentes et ne pas se contenter de majorer le SMS utilisé dans le dimensionnement. Dans un second temps, préparer la mise à jour du référentiel par la mise en place d'un groupe de travail pour la prise en compte des incertitudes via notamment la mise en place d'une méthode probabiliste d'évaluation de l'aléa sismique. Ces deux conclusions sont *a priori* disjointes et recouvrent des processus distincts de mise en application du dispositif. Cette place à part du Noyau-dur par rapport au processus général de maintenance de la robustesse est un sujet qui demeure présent tout le reste de ce chapitre. Avant de revenir sur ce point, il reste à traiter la question des facteurs de marges avancées par les experts d'EDF dans ses rapports ECS.

Selon, les experts d'EDF, toutes ses centrales nucléaires de production d'électricité bénéficient d'une marge par rapport à l'aléa sismique des sites, caractérisé par le SMS, d'au moins un facteur 1,5. Selon les sites et selon les composantes considérées, ce facteur de marges peut atteindre un facteur 5 ou 6. Les experts d'EDF précisent également qu'il s'agit de facteur de marge minimal et que d'autres investigations plus poussées permettraient sans doute de mettre en exergue des marges supplémentaires. Selon les experts de l'IRSN, les marges proviennent de trois sources : le chargement sismique issu de l'évaluation de l'aléa de façon conservatrice ; les conservatismes pris dans la chaîne de calculs associée à la transmission du signal sismique du sol aux différentes composantes de l'installation ; les critères de dimensionnement.

Globalement, cette seconde partie de l'avis de l'IRSN sur la démonstration de robustesse hors dimensionnement des exploitants suit le même mouvement général que la première, à savoir une transformation progressive d'une critique des dossiers ECS vers des recommandations pour la définition du futur Noyau-dur. Sur le dossier EDF, les experts de l'IRSN établissent quatre grandes critiques. La première tient au fait que tous les conservatismes utilisés dans les critères de dimensionnement ne peuvent pas être valorisés en termes de marges. En effet, deux types de conservatismes sont utilisés à la conception pour tenir compte de différentes incertitudes. Les coefficients de sécurité qui visent à couvrir les incertitudes relatives à la variabilité de qualité des matériaux et de la réalisation ainsi qu'au comportement du matériau dans le temps (vieillesse, fatigue, usages) et les provisions sur charges utilisées pour couvrir l'incertitude liée à la connaissance du cumul probable des contraintes sur un équipement donné et sur son comportement. Pour les experts de l'IRSN, ces conservatismes servent à conférer une bonne confiance dans la robustesse d'un ouvrage

---

<sup>846</sup> IRSN, « Évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima : comportement des installations nucléaires françaises en cas de situations extrêmes et pertinence des propositions d'améliorations », Rapport IRSN N°679, Tome 1/2, novembre 2011, p.91

dans le temps face à un ensemble d'incertitudes. Ainsi, à moins de réduire ces incertitudes, ces conservatismes ne peuvent être utilisés comme des preuves de marge de résistance au-delà du dimensionnement. La deuxième critique des experts de l'IRSN est que les marges avancées par leurs homologues d'EDF sont trop générales et ne tiennent compte ni de la spécificité des équipements, de leurs environnements, ni de leurs états réels. Or pour les experts de l'IRSN, de nombreuses non-conformités des ancrages d'équipements sont régulièrement constatées et il faut toujours tenir compte de la possibilité d'une agression d'un équipement par d'autres composants de l'installation. La troisième critique liée aux précédentes, est que les facteurs de marges avancés par les experts d'EDF paraissent de façon générale surévalués. Enfin, la dernière critique tient au fait que les facteurs de marges avancés par les experts d'EDF sont insuffisamment justifiés, reposant principalement sur des avis d'experts et deux études non accréditées par les experts de l'IRSN : l'étude de marge sismique sur la centrale de Tricastin (SMA) qui n'a jamais reçu l'approbation des experts de l'IRSN et l'étude probabiliste de sûreté de Saint-Alban qui est en cours d'instruction. Du fait de cette critique en quatre points, il est précisé dans l'avis que les experts de l'IRSN ne peuvent pas se prononcer sur la robustesse effective des installations nucléaires au-delà de leur dimensionnement<sup>847</sup>. Dans l'étude du comportement des installations, comme dans l'évaluation de l'aléa sismique, le manque de considération à l'égard des incertitudes est préjudiciable aux exploitants et exclut toute validation par les experts de l'IRSN vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires au-delà de leurs dimensionnements.

Une solution, selon les experts de l'IRSN, aurait été d'utiliser le guide ASN 2-01 publié en 2006<sup>848</sup>. Ce guide est issu d'un long processus de mise à jour d'une règle fondamentale de sûreté de 1985 qui a vocation à préciser les méthodes de calcul et de prise en compte du phénomène sismique dans la conception des ouvrages de génie civil. Cette mise à jour a donné lieu à d'intenses échanges entre les experts de l'IRSN, l'Autorité de sûreté et leurs homologues chez les différents exploitants durant la première moitié de la décennie 2000. Une problématique équivalente à celle ayant touché la mise à jour du référentiel portant sur l'évaluation de l'aléa sismique a touché à la mise en œuvre de ce guide, à savoir s'il devait s'appliquer uniquement à la conception des installations nouvelles ou bien servir dans le cadre des réexamens de sûreté des installations existantes. Dans un premier temps, il a été spécifié que ce guide ne s'adressait qu'à la conception des installations nouvelles. Toutefois, les principes d'analyses de réponses des ouvrages sont tout à fait compatibles avec l'évaluation de résistance ou avec la démonstration de robustesse d'installations existantes. De la critique de la démarche des exploitants dans les ECS, les experts de l'IRSN en viennent encore une fois à traduire son avis en recommandations pour la suite du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, la mise en œuvre de dispositifs techniques et en particulier le Noyau-dur. Ainsi, l'avis des experts de IRSN est accompagné de deux recommandations supplémentaires

---

<sup>847</sup> Ibid., p.112-113

<sup>848</sup> ASN, « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs », Guide ASN/2/01, 26/05/2006

sur la thématique sismique. La première porte sur l'utilisation de la méthode de justification de robustesse des ouvrages qui devra être cohérente avec celle du guide ASN 2-01<sup>849</sup>. De façon très similaire à la partie évaluation de l'aléa, la deuxième recommandation concernant la réponse des installations au séisme porte non pas sur le Noyau dur, mais sur la pratique courante, au niveau du référentiel. Cette deuxième recommandation tient au fait qu'un certain nombre d'ouvrages n'ont pas été considérés dans les études ECS d'EDF du fait de leur moindre importance, *a priori*, dans la perte des alimentations électriques et la perte de source froide. Pour les experts de l'IRSN, l'exclusion d'un certain nombre de ces éléments n'était pas justifiée et il demande aux experts d'EDF de compléter leur démonstration<sup>850</sup>.

Il ressort de l'analyse des dossiers ECS par les experts de l'IRSN que la double démonstration de robustesse, en particulier celle des experts d'EDF, ne convainc pas. C'est notamment le cas de la démonstration de robustesse des 19 centrales électronucléaires au-delà du dimensionnement, à un niveau de 1,5 fois le SMS, et cela autant du point de vue de l'évaluation de l'aléa que de la mise en exergue de l'existence de marges. Du côté de l'évaluation de l'aléa, c'est principalement la non-prise en compte des incertitudes et la non-remise en cause de la méthodologie d'évaluation où le bât blesse ; du côté de la réponse, des structures et des équipements, le manque de justification et le mélange des conservatismes ne permettent pas aux experts de l'IRSN de se prononcer. De plus, en première analyse, les marges valorisées par les experts d'EDF semblent surévaluées aux regards de l'état réel des installations et du comportement dynamique attendu des divers composants replacés dans leur milieu. Par ailleurs, il n'est pas question de faire se rejouer les ECS, mais d'avancer. L'important était d'identifier les points faibles de l'installation face à des situations hors dimensionnement pour préparer la mise en place de renforcements adaptés. Là encore, le fait que les experts d'EDF n'aient pas évalué la limite de résistance de ces installations face aux aléas naturels bride en quelque sorte les prises des experts de l'IRSN sur la définition des exigences de sûreté nouvelles. Néanmoins, la stratégie des experts de l'IRSN revient à s'appuyer sur la critique des ECS pour influencer sur la suite du retour d'expérience de l'accident de Fukushima. Ainsi, à chaque fois, les critiques sur les postulats et la démarche des exploitants ont été transformées en recommandations pour la définition du futur Noyau-dur. Également, une partie de la critique est recyclée en recommandation à plus long terme dans l'optique de faire évoluer le référentiel du dimensionnement. Ce qui a été vu sur la thématique sismique se retrouve sur les autres thématiques et concourt à une position commune de l'institut. Le glissement de l'exercice ECS vers la définition des renforcements est inscrit dès l'introduction de l'avis des experts de l'IRSN, de la façon suivante :

*« L'IRSN estime que la démarche mise en œuvre par EDF ne répond pas totalement au cahier des charges de l'ASN. L'IRSN reconnaît toutefois que, compte tenu des délais, les attendus du cahier des charges étaient difficilement atteignables, en particulier pour les aspects relatifs aux agressions externes naturelles qui nécessitent une analyse approfondie pour les 19 CNPE*

---

<sup>849</sup> Ibid., p.114

<sup>850</sup> Ibid., p.115

*[Centres Nucléaires de Production d'Électricité]. L'IRSN estime que les éléments communiqués par EDF dans le cadre des ECS permettent de définir les orientations pour la suite des travaux et de définir dès à présent les améliorations prioritaires à mettre en œuvre sur les tranches »<sup>851</sup>*

En dépit des diverses critiques opposables aux dossiers des exploitants, les ECS fournissent, malgré tout, les éléments nécessaires à la définition de la suite du retour d'expérience. Les experts de l'IRSN, dans leur avis, entendent enclencher à sa propre initiative la définition des améliorations à apporter à la sûreté des installations nucléaires pour maintenir leur robustesse. Ainsi ce sont les experts de l'IRSN qui prennent l'initiative d'un premier cadrage des renforcements nécessaires et proposent la première définition de ce que pourrait être le Noyau-dur sur la base des dispositions proposées par les experts d'EDF à la suite des ECS. L'objectif serait à la fois d'améliorer la prévention des accidents, mais aussi de limiter les rejets dans l'environnement en cas d'accident induit par un ou plusieurs aléas de niveau supérieur à ceux considérés dans le référentiel. Il est ainsi écrit que :

*« L'IRSN a proposé une définition d'un « noyau dur ECS » pour gérer ces situations et les exigences associées. Le « noyau dur ECS » devrait comporter a minima trois volets :*

- un ensemble de dispositions visant à prévenir la survenue d'un accident grave,*
- un ensemble de dispositions visant à limiter les conséquences d'un accident grave sur une ou plusieurs tranches d'un même site,*
- un ensemble de dispositions permettant d'assurer les missions associées à la gestion de crise »<sup>852</sup>*

Le Noyau-dur, dans l'esprit des experts de l'IRSN, est un dispositif fait d'éléments techniques et organisationnels permettant d'améliorer la prévention des accidents pour des aléas plus importants que ceux retenus dans le dimensionnement, mais aussi de conserver des moyens de mitigation des accidents et de gestion de la crise au cas où l'accident surviendrait. La filiation directe du Noyau-dur avec les ECS est inscrite dans cette notion même de « noyau dur ECS ». De cette filiation découle l'idée que l'ensemble du dispositif provient des dossiers ECS, des failles identifiées et des niveaux d'aléa discutés. Il est à noter que les experts de l'IRSN s'intéressent au concept de Noyau dur, mais que son implémentation technique est laissée à l'exploitant. La section suivante est intégralement dédiée à la lutte pour la définition du Noyau-dur, ce qu'il doit permettre, à quel niveau d'aléa il doit résister et comment l'implémenter localement sur les installations. Pour le moment, il faut simplement noter que les exploitants et en premier lieu les experts d'EDF sont en accord avec la proposition des experts de l'IRSN. Ainsi, les auteurs de l'avis se félicitent, avec un soupçon d'étonnement, d'avoir obtenu un consensus sur leur définition du Noyau-dur :

---

<sup>851</sup> Ibid., p.21

<sup>852</sup> Ibid., p.34-35

*« L'IRSN note avec satisfaction que la démarche envisagée par EDF à l'issue de l'instruction est globalement cohérente avec la démarche qu'il préconise »<sup>853</sup>*

Le Noyau-dur n'est pas la seule action identifiée par les experts de l'IRSN pour réparer la robustesse des installations nucléaires françaises. En pratique, ils proposent un programme d'actions en trois temps correspondant à trois ordres de priorité pour la période qu'ils nomment post-ECS. La priorité numéro 1 va à la mise en conformité des installations nucléaires à leur référentiel de sûreté. En effet, encore beaucoup d'écarts de conformité ont été constatés sur les différentes installations et chez les différents exploitants. Pour les experts de l'IRSN, l'identification et le traitement de ces écarts sont la priorité pour retrouver la conviction dans la robustesse des installations nucléaires françaises. La mise en place du Noyau-dur vient en seconde position. Enfin, en troisième priorité vient le réexamen du référentiel existant. Ce réexamen devra porter à la fois sur une revue des référentiels existants, comme la RFS 2001-01 pour l'évaluation de l'aléa sismique, mais aussi sur des sujets nouveaux mis en lumière par Fukushima comme la prise en compte d'un accident nucléaire touchant simultanément plusieurs réacteurs ou comme la perte prolongée sur plusieurs jours de certains dispositifs de sûreté. La remise en cause du référentiel de sûreté français est une des conséquences principales de l'accident de Fukushima. En effet, pour les experts de l'IRSN, les événements de mars 2011 ont fragilisé la conviction dans la robustesse des installations nucléaires en France et pour regagner cette conviction, une révision globale du référentiel est jugée nécessaire<sup>854</sup>.

Paradoxalement toutefois, l'accident de Fukushima a également conforté les experts de l'IRSN dans l'efficacité de la démarche de maintenance telle qu'ils la promeuvent, selon le modèle de la reconception théorique périodique. Et pour cause, une partie des améliorations proposées par l'exploitant dans le cadre des ECS étaient déjà prévues dans la dynamique des réexamens de sûreté. En particulier, dans le cadre de l'extension de la durée de vie des centrales électronucléaires, certaines améliorations prévues répondent aux exigences imposées par les faits de mars 2011. C'est le cas notamment de la mise en place d'une Diesel d'ultime secours devant assurer l'apport en électricité aux systèmes de sauvegarde même en cas d'inondation ou de séisme hors dimensionnement. De façon générale, la logique des réexamens de sûreté décennaux, qui n'est pas appliquée dans tous les pays notamment au Japon, peut être considérée comme un gage de confiance. Il est ainsi argué dans les toutes premières pages de l'avis des experts de l'IRSN que :

*« L'accident de Fukushima montre l'utilité de la démarche française de recherche d'une amélioration continue du niveau de sûreté des installations nucléaires, en particulier d'anciens réacteurs, alors que, dans beaucoup de pays, l'approche est plus celle d'une conformité réglementaire, visant au maintien dans le temps du niveau de sûreté, y compris pour l'extension de la durée de fonctionnement. Il montre clairement l'intérêt des modifications déjà réalisées ou prévues sur les installations françaises, mais il conduit cependant à se réinterroger sur*

---

<sup>853</sup> Ibid., p.36

<sup>854</sup> Ibid., p.30-31

*certains aspects de l'approche concernant les dispositions de prévention et de limitation des conséquences des accidents, en particulier des accidents graves sur les réacteurs. Un certain nombre de propositions d'améliorations faites par les exploitants dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté concernent des modifications déjà discutées, voire programmées dans le cadre des réexamens de sûreté (c'est par exemple le cas de la fiabilisation de l'ouverture des lignes de décharge du pressuriseur pour limiter le risque de fusion en pression dans un REP) ou, spécifiquement pour EDF, dans le cadre des discussions relatives à l'extension éventuelle de la durée de fonctionnement des réacteurs électrogènes (il est possible de citer à titre d'exemple la mise en place d'un Diesel d'Ultime Secours) »<sup>855</sup>*

Malgré la pertinence du mode de maintenance de la robustesse des installations nucléaires, les experts de l'IRSN estiment néanmoins que les questions soulevées par l'accident de Fukushima puis par les ECS doivent être traitées sans attendre les prochains réexamens de sûreté. De la sorte, ils proposent un découplage de la procédure post-ECS qui doit réparer les fissures créées par Fukushima du rythme de maintenance classique. En somme, il apparaît qu'une partie des réponses de l'accident de Fukushima en France, le mortier employé pour réparer les fissures causées par l'accident, était déjà présente dans les réflexions, pensée et préparée dans le cadre du processus de maintenance. Simplement, l'horizon de leur implémentation s'est nettement rapproché. Prévus initialement dans le cadre des réflexions sur l'extension de la durée de vie des centrales devant structurer les réexamens de sûreté associés aux quatrièmes visites décennales des réacteurs, les améliorations et renforcements ne peuvent désormais plus attendre et il faut découpler les trois actions prioritaires identifiées par les experts de l'IRSN du processus classique de maintenance. Le bilan de l'exercice ECS dressé par les experts de l'IRSN est équivoque. D'un côté, il confirme la pertinence du type de maintenance de la robustesse des installations nucléaires œuvrant en France. C'est une confirmation bien venue eu égard à l'opposition qu'il a connu dans la décennie précédente (cf. Chapitre 7). D'un autre côté pourtant, le choc causé par l'accident de Fukushima est tel qu'il est nécessaire de sortir du processus de maintenance classique pour réparer la conviction dans la robustesse des installations. L'articulation entre le processus de maintenance et le processus de réparation de la robustesse ne manquera pas de créer certains troubles dans la réalisation pratique de ces processus. Il en sera question dans la suite du chapitre. Quoiqu'il en soit, ce n'est pas la simple critique des ECS qui est l'objet de l'examen par les Groupes permanents au début du mois de novembre 2011, mais bien un projet d'ensemble des actions à mener pour réparer la robustesse.

---

<sup>855</sup> IRSN, « Évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima : comportement des installations nucléaires françaises en cas de situations extrêmes et pertinence des propositions d'améliorations », Rapport IRSN N°679, novembre 2011, p.9

### 8.2.3. L'ajout du Noyau-dur à l'ensemble technique : quand le mieux est l'ennemi du bien

Les réunions des 8,9 et 10 novembre 2011, réunissant les deux Groupes permanents historiques, les experts de l'IRSN, des exploitants et conviant également des observateurs étrangers<sup>856</sup>, sont entièrement consacrées à la transition entre l'exercice ECS et la formalisation des réparations de la robustesse ainsi que sur l'articulation de ces réparations avec le processus général de maintenance. La première prise de parole après la première présentation de la journée a déclenché immédiatement une discussion autour de ces enjeux sous-jacents. En effet, un membre du Groupe permanent réacteur qui a travaillé au cours de ses 40 ans de carrière pour les principaux acteurs du nucléaire français (AREVA, CEA, EDF, IRSN) exprime son étonnement et même sa crainte face à la quantité de travail considérable qui a été exécuté. Ces efforts n'ont-ils pas été effectués au détriment du maintien de la sûreté au quotidien ? L'ampleur des réparations prévues par les experts de l'IRSN et des exploitants ne risque-t-elle pas de perturber cette sûreté au quotidien dans les années à venir ? Il résume sa position par le questionnement suivant :

*« N'est-on pas allé trop loin ? Tout cela est-il réaliste ? »<sup>857</sup>*

Suite à cette intervention, des experts de l'IRSN et d'EDF prennent la parole tour à tour pour rassurer l'intervenant : d'une part, les ECS ainsi que les réponses élaborées se situent en continuité du travail de maintenance de la robustesse courant ; d'autre part le Noyau-dur comme moyen de réparation essentiel à une forme tout à fait compatible avec le processus de maintenance classique. La continuité entre la maintenance courante et les ECS est illustrée tant par les experts de l'IRSN que d'EDF à la fois du point de vue des personnes qui se sont chargées des deux processus et aussi sur l'ancrage historique des solutions et études effectuées :

*« IRSN : Les équipes qui ont travaillé sur ce GP ECS post-Fukushima ont été "essentiellement" des équipes qui travaillent dans des cadres Réexamen de sûreté. [...] On ne l'a pas évoqué, mais on avait quand même préparé ce travail. C'était en continuité avec des problèmes que l'on avait déjà en tête. Pour moi, il n'y a pas eu de discontinuité.*

*EDF : Côté EDF, la sûreté au quotidien est restée évidemment notre priorité absolue. Comme pour l'IRSN, ce sont surtout les ingénieurs qui travaillaient et qui travaillent sur les réexamens de sûreté et également sur les sujets d'extension de la durée de fonctionnement au-delà de quarante ans qui ont été mobilisés. On va voir tout au long de ces trois jours qu'un bon nombre*

---

<sup>856</sup> Il s'agit des représentants des autorités de sûreté suisse, de la Belgique, du Luxembourg, des Pays-Bas, de La Sarre et de la Rhénanie-Palatinat.

<sup>857</sup> ASN, « Relevé des discussions de la réunion GPR-GPU du 08/11/2011 Évaluations complémentaires de sûreté (ECS) postFukushima réalisées en 2011 par les exploitants EDF, ILL, AREVA et CEA (1er jour) », CODEP-MEA-2012-053405, 10 octobre 2012, p.4

*de sujets avaient déjà été préemptés, si j'ose dire, dans les sujets pour augmenter la durée de fonctionnement au-delà de quarante ans »<sup>858</sup>*

La conduite des ECS et la formalisation des réponses à apporter aux fissures faites par l'accident de Fukushima dans la robustesse n'ont pas entaché la sûreté au quotidien des installations nucléaires et cela pour la simple raison que c'est les équipes habituellement chargées des réexamens de sûreté qui les ont conduites. La continuité des équipes s'est accompagnée d'une continuité des études et des solutions techniques. Il y a finalement peu d'originalité dans l'après-Fukushima - les ECS telles que réalisés par les experts d'EDF, la robustesse au-delà du dimensionnement, le Noyau-dur, le Diesel d'ultime secours, la conformité, la révision de la RFS séisme, etc. - tout cela s'insère dans une logique de long terme de la maintenance de la robustesse des installations nucléaires françaises par reconception théorique périodique en vue de la prolongation de leur durée de vie au-delà de 40 ans. Malgré cette continuité dans la maintenance, il apparaît désormais essentiel aux différents exploitants de découpler le processus post-ECS des réexamens de sûreté. Ce découplage doit se réaliser dans la conduite, mais aussi en finalité. D'une part, la mise en place des dispositifs de robustesse supplémentaires ne peut attendre les futurs réexamens de sûreté qui déboucheront sur des modifications lors des quatrièmes visites décennales échelonnées entre 2020 et 2028. D'autre part, le Noyau-dur ne doit pas interférer avec le référentiel, avec le dimensionnement, mais arriver en plus, à côté, ailleurs. C'est une condition première de félicité pour l'exploitant.

Le Noyau-dur est un dispositif fait de renforcements d'équipements existants, de nouveaux équipements et de procédures de réaction après des situations non prises en compte dans le dimensionnement. Il doit agir comme un patch de contenu supplémentaire, offrant des capacités de réponse nouvelles de l'objet technique face à des situations nouvelles, mais ne doit pas modifier la structure interne de l'objet et ne pas interférer dans son processus d'individualisation et de concrétisation. Comme il a été vu au chapitre précédent, le type de maintenance défendu par les experts d'EDF est plus respectueux de ces processus vecteurs de progrès technique et est orienté tout entier vers la découverte de nouvelles synergies fonctionnelles et vers la cohérence interne (Simondon, 1958). En effet, selon la logique simondonienne, chaque modification apposée à l'objet hors de ce processus est potentiellement néfaste. Ce qui peut apparaître comme des améliorations de la sécurité de prime abord, peuvent en réalité être contre-productives en intervenant négativement dans le processus de concrétisation. En effet, selon Simondon, le caractère concret d'un objet technique est un gage de fiabilité et donc de sécurité, tandis que l'abstraction est complication et générateur de dysfonctionnement plus nombreux.

Il y a là un problème à rapprocher de l'analyse faite par Charles Perrow du risque d'accident des systèmes complexes. Pour lui, certains systèmes caractérisés à la fois par une forte complexité (*high complexity*), c'est-à-dire par l'allongement de la chaîne des éléments, et par

---

<sup>858</sup> Ibid., p.4-5



des liens d'interdépendances forts entre ces éléments (*tightly coupled*), comme les centrales nucléaires, sont sujets à un type particulier d'accident : les accidents normaux. Ainsi, selon lui, la multiplication des éléments d'un système pour le rendre robuste ou sûr peut avoir un effet contre-productif, augmentant sa vulnérabilité aux accidents normaux (Perrow, 1984). Ce phénomène est en partie connu dans l'industrie nucléaire depuis la première analyse probabiliste des risques d'accident nucléaires sur un réacteur à eau légère conduite aux États-Unis au milieu des années 1970 (Wellock, 2017). Les premières études probabilistes ont, en effet, mis en exergue que le risque d'accident d'un réacteur nucléaire des suites d'une succession de petites défaillances était plus probable que celui faisant suite à un événement de grande ampleur. Ce résultat a été mis lumière par l'accident de fusion du cœur d'un réacteur de la centrale de Three Mile Island de 1979, survenu après une succession de petites défaillances techniques et de mauvaises décisions humaines. L'inquiétude du membre du Groupe permanent en ouverture de la réunion du 8 novembre 2011 porte précisément sur cet enseignement : ne risque-t-on pas d'augmenter, *in fine*, la probabilité globale d'accident en rajoutant de la complexité avec le Noyau-dur pour faire face à des événements extrêmes ? Ainsi, le même membre du Groupe permanent reprend la parole le lendemain matin, pour renouveler son inquiétude en prenant soin, cette fois, d'y intégrer l'argument probabiliste :

*« En même temps, cela m'inquiète un peu concernant la possibilité globale de faire tout cela et aussi (je reviens à ma réflexion d'hier en début de matinée) la sérénité avec laquelle il faut faire tous ces travaux, notamment les impacts potentiels que tout cela peut avoir, non seulement sur le fonctionnement normal, mais sur la gestion de situations beaucoup plus probables. Nous avons beaucoup parlé de priorités, mais pour dire quasiment qu'il faut tout faire tout de suite, ou presque. Or, autant l'approche déterministe jusqu'à présent me semblait pleinement fondée, autant pour examiner les priorités que pour s'assurer qu'il n'y a pas entre tout ce qui va être rajouté et l'installation actuelle de dépendance pouvant nuire à la sûreté globale de l'installation, il me semble indispensable à ce stade de faire un rebouclage probabiliste. D'une part, cela permettrait de vérifier que du fait de tout ce que l'on va rajouter il n'y aura pas de conséquences potentiellement dommageables pour des situations beaucoup plus probables. D'autre part, il ne serait pas sans intérêt de savoir le gain apporté dans le risque global des installations par l'ensemble de ces dispositions »<sup>859</sup>*

Si l'intérêt de conduire une étude probabiliste pour juger de l'opportunité, de l'intérêt et des risques de l'implémentation du Noyau-dur sur les installations nucléaires fait l'unanimité au sein des Groupes permanents, sa mise en œuvre semble, elle, irréaliste. D'une part, une telle étude prend beaucoup de temps alors que des réponses concrètes à l'accident sont attendues rapidement. D'autre part, l'intégration de certains phénomènes aux évaluations probabilistes, notamment celles liées aux agressions naturelles, pose encore des difficultés d'ordre pratique. En fin de compte, il y a une sorte d'incompatibilité des leçons des accidents. Du point de vue Simondonien, l'accident de Three Mile Island est la preuve que la fiabilité

---

<sup>859</sup> ASN, « Relevé des discussions de la réunion GPR-GPU du 09/11/2011 Évaluations complémentaires de sûreté (ECS) post-Fukushima réalisées en 2011 par les exploitants EDF, ILL, AREVA et CEA (2e jour) », CODEP-MEA-2012-053480, 10 octobre 2012, p.15

et la sécurité d'un objet technique s'acquièrent par leur concrétisation. L'accident de Fukushima, à l'inverse, invite à poser la question, très spécifique aux industries à risques, de l'incompatibilité entre la demande de sécurité de l'utilisateur – ici l'exploitant, mais aussi la société – et la fiabilité de l'objet technique. Cette demande de sécurité est non seulement inessentielle du point de vue de l'objet technique, mais elle va même contre son essence, grevant alors les fonctions essentielles de servitudes extérieures. Simondon prend l'exemple de la voiture et illustre le fait que des demandes du marché comme des accessoires inessentiels au fonctionnement de la voiture sont contre-productifs en engendrant un alourdissement de la carrosserie et en modifiant la forme de la voiture, la rendant moins aérodynamique. Dans le cas de la sécurité des centrales nucléaires, l'ajout de dispositifs de sécurité supplémentaires, pour faire face à des événements extrêmes, peut potentiellement nuire au fonctionnement de l'objet technique, notamment en alourdissant la quantité d'informations, en complexifiant la conduite de la machine ou bien en créant des interférences non prévues.

Pour bien saisir la potentielle déstabilisation de l'objet technique par l'ajout des dispositifs Noyau-dur, il faut saisir leur importance. Le diesel d'ultime secours en particulier est un nouveau bâtiment bunkerisé, *a priori* extérieur au premier ensemble technique, mais qu'il faut ensuite connecter à différents individus techniques par des tuyaux et des câbles. Ensuite, il faut également ajouter un nouveau tableau de distribution électrique qui fait l'interface entre le Diesel et encore les individus techniques ajoutant de nouveaux câbles à faire serpenter à travers toute la centrale. De plus, l'ajout de ce nouvel individu technique interfère dans les interactions habituelles entre individus techniques et entre individus et ensemble : l'ajout d'une source supplémentaire d'électricité questionne les conditions de son activation et modifie en conséquence la conduite de la machine. En fonction des choix, l'usage du diesel d'ultime secours comme source d'électricité hautement fiable peut être envisagé pour remplacer certaines sources moins fiables dans certaines configurations et ainsi envisager de revoir certaines procédures de conduite. Le Noyau-dur de ce point de vue peut consister en l'ajout non pas de nouveaux individus techniques, mais d'un sous-ensemble au sein du premier ensemble. La coexistence de plusieurs sous-ensembles en sein d'un objet technique est une caractéristique de l'abstraction et la source de défaillance selon Simondon. L'ajout de nouveaux dispositifs pourrait alors avoir un effet contre-productif et en réalité diminuer la fiabilité intrinsèque de l'objet technique, en le faisant reculer vers l'abstraction, et donc par là même sa capacité à faire face à des situations extrêmes. Évidemment, il est également possible d'être attentif à toutes les interactions qu'entreprendront les deux sous-ensembles au sein de l'objet technique, cependant cette tâche demande de passer par le processus de concrétisation qui se distingue de celui de la conception. Je ne veux pas me positionner sur la pertinence ou non de l'ajout de nouveaux dispositifs de sûreté après Fukushima, mais simplement soulever le fait que, selon la lecture simondonienne, cet ajout comporte des risques collatéraux que les experts d'EDF semblent avoir très présents à l'esprit à la fois pour défendre la fiabilité de l'objet technique, mais aussi pour défendre une position qui conduirait à réduire les travaux et les coûts du post-Fukushima.



Figure 28: Photo de la construction des Diésels d'ultime secours de la centrale de Gravelines (source : Aïcha Noui, « Gravelines après Fukushima, la centrale construit une forteresse anti-fusion nucléaire », *La Voix du Nord*, 04/03/2017)

Bien que la question de l'intérêt réel du Noyau-dur soit posée, son implémentation n'est pas remise en cause. Quoi qu'il en soit, le Noyau-dur sera mis en place, sans attendre les études probabilistes. Il doit répondre à ce que les membres du Groupe permanent appellent, le temps politique de la réponse à l'accident. Ainsi en témoigne la prise de parole d'un directeur adjoint de l'Autorité de sûreté :

*« Il faut dire deux choses sur le temps de l'étude. Premièrement, on peut être certains que le retour d'expérience complet de l'accident de Fukushima prendra plusieurs années, donc on ne sera pas à la fin du processus de retour d'expérience complet à la fin de cette année. Néanmoins, il était important, pas seulement pour le temps politique, mais aussi pour le temps technique et pour le temps d'action, que l'on puisse en tirer les premières conclusions assez rapidement pour ne pas remettre trop loin le temps de l'action et pouvoir apporter assez rapidement les améliorations qui bénéficieraient à la sûreté dès que possible. À ce titre, il me semble extrêmement important que l'on puisse effectivement tirer ces premières conclusions en termes de décisions en fin d'année et donc en termes d'expertise à la fin de ce Groupe permanent »<sup>860</sup>*

Qu'il soit judicieux ou non, le Noyau-dur doit être mis en œuvre de façon à réparer la conviction des acteurs de l'arène subpolitique dans la robustesse des installations nucléaires. Or, après l'accident de Fukushima, qui survient après un long processus d'hybridation et d'internationalisation du régime de régulation du risque nucléaire en France (Mangeon,

<sup>860</sup> ASN, « Relevé des discussions de la réunion GPR-GPU du 08/11/2011 Évaluations complémentaires de sûreté (ECS) post-Fukushima réalisées en 2011 par les exploitants EDF, ILL, AREVA et CEA (1er jour) », CODEP-MEA-2012-053405, 10 octobre 2012, p.5

2018), il ne s'agit plus là de la conviction d'une poignée d'experts regroupée au sein d'un groupe de travail comme c'était le cas dans les années 1970, mais plutôt d'un écosystème complet. La conviction dans la robustesse des installations nucléaires après Fukushima chez les acteurs de l'arène subpolitique doit être réparée c'est certain, mais il faut aussi désormais rassurer les membres du Haut comité à la transparence et à l'information sur la sûreté nucléaire, les représentants des Commissions locales d'information, ainsi que les membres de la Commission européenne via l'ENSREG, le gouvernement français, les pays limitrophes et même l'Association internationale des exploitants nucléaires. Les ECS et le Noyau-dur sont en ce sens des assurances prises par l'État français et par l'Autorité de sûreté nucléaire pour réparer rapidement une conviction généralisée dans la robustesse des installations françaises.

L'application du Noyau-dur, en ce qu'elle est à la fois ambitieuse et porteuse de risques, pose des problèmes de plusieurs ordres. Il s'agit principalement de problème de réalisme pratique d'un côté et de complémentarité avec l'existant de l'autre. Le réalisme de la mise en application du Noyau dur dépend de deux facteurs : sa dissociation par rapport au processus traditionnel de maintenance ainsi que l'assouplissement des critères de qualification de la robustesse pour les situations qu'il couvre. Sur le premier point, les représentants des exploitants sont unanimes sur la nécessité d'une telle dissociation<sup>861</sup>. Pour être faisable du point de vue des exploitants, en respect des temps et des moyens impartis, le Noyau-dur doit se détacher des processus de réexamen de sûreté. Ce détachement doit être calendaire bien sûr, mais également idéologique. Il ne faudrait pas faire subir au Noyau-dur le même traitement, avec le même degré d'exigence, que les thématiques abordées lors des réexamens de sûreté. À l'inverse, les études, décisions, méthodologies mises en place dans le cadre du Noyau-dur ne devront pas impacter le processus de maintenance habituelle pour ne pas gêner la « sérénité des réexamens de sûreté ». Ce point est d'autant plus crucial, que ce sont les mêmes équipes qui auront la charge des deux processus. Il faut alors bien compartimenter le Noyau-dur pour éviter des interactions néfastes avec la maintenance courante.

Un deuxième point essentiel jugeant du réalisme de la mise en œuvre du Noyau-dur tient aux exigences qui lui seront associées. Non seulement il doit être dissocié du dimensionnement pour ne pas interagir négativement sur lui, mais en plus il doit s'individualiser par rapport aux exigences qui sont associées au dimensionnement. En effet, la conviction dans la robustesse des installations à leur niveau de dimensionnement est soumise à des exigences très fortes de fiabilité et de résistance intrinsèque. Pour l'ensemble des situations et des aléas couverts par le dimensionnement il est essentiel d'avoir un très haut niveau de confiance dans la capacité réelle des installations à résister sans heurts. L'ensemble de ce qui précède dans ce manuscrit a porté sur le travail continu d'instauration de la robustesse qui passe par la définition d'un niveau de dimensionnement d'abord, puis par la vérification périodique de la bonne tenue des installations à ce dimensionnement

---

<sup>861</sup> Ibid., p.5-6

ensuite. Pour le Noyau-dur, la situation est différente. Il s'agit de sortir du cadre du dimensionnement et des exigences associées. Il n'est pas question, en effet, pour les situations et aléas du Noyau-dur, qui se situent au-delà du dimensionnement, de demander des exigences aussi fortes que pour le dimensionnement dans la capacité de l'installation à prévenir l'accident. Il s'agit par contre de se donner des chances de résistance pour de telles situations et plus encore des moyens de limitations des conséquences en garantissant des moyens d'action, même en situation accidentelle. Dans le cadre du dimensionnement, il faut s'assurer avec le plus de certitude possible que l'accident n'arrivera pas. Dans le cas du Noyau-dur, il s'agit de s'assurer d'un certain nombre de moyens d'action en cas de situations non prévues ou pour des aléas supérieurs à ceux pris en compte pour le dimensionnement. Cet assouplissement des exigences est essentiel, du point de vue des exploitants au moins, à la réussite de la mise en place du Noyau-dur. Ainsi, suite à une présentation des objectifs du Noyau-dur, un représentant d'EDF prend la parole pour exprimer cette condition de réussite du Noyau-dur :

*« EDF : Un point n'a pas été rappelé dans notre démarche EDF. Ce sont les objectifs de sûreté recherchés. Cela me semble fondamental pour la suite de la réunion. Autant dans la première étape, le réexamen du domaine de dimensionnement, c'est évidemment l'ensemble des objectifs du rapport de sûreté que nous visons à satisfaire, en particulier le respect de toutes les fonctions de sûreté qui assurent la défense en profondeur. Autant pour l'examen hors dimensionnement, notre objectif de sûreté est d'éviter des rejets importants et durables dans l'environnement. C'est un objectif de sûreté qui, pour l'instant, est qualitatif et qui demandera à être précisé de façon quantitative dans le futur. C'est ce qui explique que les exigences qui s'appliquent au noyau dur au-delà du dimensionnement sont à considérer au regard de cet objectif de sûreté. C'est un objectif de sûreté du type Fukushima, c'est-à-dire éviter des rejets importants dans l'environnement, s'appliquant évidemment à des aléas qui sont au-delà du dimensionnement. Il est parfaitement clair – comme nous le verrons dans l'analyse – que nous visons à dimensionner ce noyau dur à des séismes inondation ou perte de source froide électricité au-delà du dimensionnement actuel. C'est au regard d'un objectif de sûreté qui, dans son périmètre, est plus limité que l'objectif de sûreté de dimensionnement. Je rappelle que ce noyau dur est pour éviter des conséquences importantes radiologiques dans l'environnement alors que, dans le dimensionnement, c'est bien l'ensemble des lignes de défense les unes après les autres dont la robustesse doit être assurée »<sup>862</sup>*

Ces discussions intempestives qui sont hors de l'ordre du jour et systématiquement stoppées autoritairement par le président de séance voyant l'heure tourner, mettent en lumière les enjeux importants de la période post-ECS qui s'ouvre. L'essentiel du travail encore à mener est orienté vers la mise en place du Noyau-dur. Ce dernier doit s'établir dans un processus *ad hoc*, dissocié du processus de maintenance classique. Cela est essentiel pour deux raisons : sa mise en place ne peut attendre les réexamens de sûreté qui ne déboucheront sur des modifications que dans une décennie ; les techniques et études du Noyau-dur doivent être décorréliées de la maintenance du dimensionnement. Néanmoins, puisque ce sont les mêmes

---

<sup>862</sup> Ibid., p.6-7

services qui mèneront de concert les deux processus, il y a un risque d'enchevêtrement, de mélange, voire de confusion. Pourtant, il est essentiel de ne pas troubler les délicats arrangements et synergies fonctionnelles construits au cours des 40 dernières années, au niveau du dimensionnement, par un changement brutal et inconsideré de celui-ci. Il faut nécessairement dissocier le Noyau-dur. Il doit être un patch indépendant, répliquable, compatible au dimensionnement, complémentaire à lui, bien que strictement séparé. Le problème étant que le Noyau-dur est pour partie constitué d'équipements déjà existants et qu'il doit composer avec le milieu de l'installation. Il s'agit, dans le langage simondonien, d'ajouter un nouvel individu à un système concret, avec le risque de faire reculer l'objet technique vers l'abstraction. La difficile acquisition d'un degré de concrétisation de l'objet technique ne doit pas être remise en cause par l'ajout de ce nouvel individu. Par ailleurs, puisqu'il s'agit d'un nouvel individu, il faut le concevoir. Il ne s'agit plus de reconcevoir les installations existantes avec des exigences nouvelles, mais de concevoir un nouvel individu pour compléter l'objet technique. Cela fait donc ressurgir l'ensemble des questions qui ont attiré au processus de conception : doit-on concevoir un patch standardisé pour l'ensemble des installations ? Ou à l'inverse ce patch doit-il tenir compte de la spécificité de chaque installation, chaque réacteur, voire chaque équipement ? À quel niveau dimensionne-t-on ce patch ? doit-on tenir compte des capacités de résistance des équipements existants qui feront partie du Noyau-dur ou appose-t-on un nouvel objectif *ex nihilo*, au risque de devoir toucher le dimensionnement ? Le Noyau-dur n'est pas qu'un simple ensemble de dispositifs supplémentaires, ni même le renforcement basique d'une série de composants. C'est un individu nouveau à ajouter dans le système technique. Cet ajout pose de nombreuses interrogations et est porteur de nombreux risques. La délicatesse extrême de sa mise en œuvre pratique se retrouve dans la définition du niveau d'aléa auquel ce nouvel individu doit être dimensionné et sur le problème même que pose la définition d'un autre niveau d'aléa que celui du dimensionnement. Le cas de l'aléa sismique est particulièrement illustratif de ces difficultés.

La première proposition de recommandation des experts de l'IRSN sur la thématique sismique porte sur la prise en compte des critiques des dossiers ECS dans la définition du Noyau-dur, en particulier, la prise en compte des incertitudes inhérentes à la méthodologie définie dans la RFS 2001-01 ainsi que des nouvelles connaissances et méthodes d'exploration de l'aléa sismique disponible (étude de failles et effet de site particulier). Le problème central que pose cette recommandation est qu'elle ouvre la voie à une nouvelle méthodologie de définition de l'aléa sismique pour le Noyau-dur et donc à la création d'un nouveau référentiel, qui ne serait pas le référentiel du dimensionnement, mais le référentiel du hors-dimensionnement, du Noyau-dur. Une autre méthode pourrait être, selon le vice-président du Groupe permanent réacteur et président du groupe permanent laboratoires et usines, de déterminer un niveau forfaitaire, à partir du premier référentiel. Ce positionnement est explicitement présenté de la façon suivante :

« Vice-président du Groupe permanent réacteur : Je voudrais dire d'emblée que je ne me sens pas à l'aise avec ce projet de recommandation parce que, finalement, je ne suis pas à l'aise vis-à-vis de l'approche qui est suggérée. Au-delà de l'estimation des marges pour laquelle tout le monde est d'accord pour dire que c'est une première étape, j'adhère volontiers à l'approche noyau dur, c'est-à-dire avoir, pour chaque installation, un certain nombre de systèmes et de fonctions robustes qui permettent de gérer les niveaux ultimes de la défense en profondeur. Que veut dire "robustes" ? L'IRSN nous dit que "robustes", cela signifie qu'il faut définir un niveau auquel ces fonctions et ces systèmes devront être solides. Cela me semble avoir un double inconvénient. D'abord, cela veut dire que l'on va établir un nouveau référentiel. On a dit tout à l'heure que les changements de référentiel ne se font pas dans ce cadre-là. On ne va pas changer de référentiel, mais on va superposer au référentiel actuel un nouveau référentiel correspondant aux évaluations complémentaires de sûreté et chaque installation va être soumise à deux référentiels à la fois. Est-ce vraiment ce que l'on veut et ce qu'il faut faire dans le cadre de cet exercice ? La réponse n'est pas évidemment non, mais la réponse n'est pas évidemment oui. Il y a un deuxième inconvénient. Quand il s'agit de problèmes sismiques, vous ouvrez la voie à des discussions dont vont se délecter les spécialistes pendant plusieurs années avant de conclure sur les niveaux à retenir. Pendant ce temps-là, la sûreté ne s'améliorera pas. On voit déjà avec la RFS actuelle qu'il y a un certain nombre de discussions pas du tout triviales sur la façon de l'appliquer. Quand vous allez raffiner en plus les choses en prenant en compte les incertitudes et un certain nombre d'autres facteurs, il y aura des discussions encore beaucoup plus longues et beaucoup plus pénibles. Je préférerais avoir une approche beaucoup plus rustique. Je ne renie pas du tout l'approche noyau dur, définir les fonctions et les systèmes du noyau dur – je suppose que l'on en parlera dans le reste de ces Groupes Permanents –, mais il faut faire quelque chose de très forfaitaire pour leur dimensionnement, donc demander que ce soit robuste sans rentrer dans le détail des sollicitations sismiques auxquelles il faut que ces systèmes répondent [...] Le rapporteur [le représentant IRSN qui présente l'avis] nous propose quasiment de revoir la RFS 2001-01. Je suis certainement d'accord sur le fait que cette RFS a besoin d'être revue. J'ai pris une certaine part à sa préparation. Je connais toutes ses imperfections, mais est-ce dans le cadre des ECS qu'il faut le faire ? »<sup>863</sup>

La problématique soulevée par le vice-président du Groupe permanent réacteur est déterminante. Si le Noyau-dur couvre des aléas au-delà du dimensionnement, comment définir cet au-delà, comment le délimiter ? La position des experts de l'IRSN est de se saisir de ce nouveau projet à concevoir pour établir une nouvelle méthodologie d'évaluation de l'aléa sismique qui tient compte des incertitudes et des limites de celles utilisées dans le cadre du dimensionnement ainsi que des nouvelles connaissances et sources de données disponibles. Le souci d'une telle approche, soulevé par le vice-président, est qu'elle conduirait au développement d'un nouveau référentiel, un référentiel Noyau-dur, avec ses méthodes et approches propres. Or cela pose, selon lui, un double problème : d'une part, la définition de ce nouveau référentiel ouvre une plage de discussion entre spécialistes, que le vice-président sait d'expérience longue et difficile, incompatible avec l'urgence de la mise en œuvre du Noyau-dur ; d'autre part, cela conduirait à créer un nouveau référentiel en parallèle du premier, qu'il faudrait alors maintenir de la même façon que le premier et cela déboucherait

---

<sup>863</sup> Ibid., p.30

donc à des réexamens de sûreté double, avec tous les risques d'incohérence que cela comporte. Il paraît effectivement difficile de conjuguer deux aléas sismiques différents sur un même site, d'autant plus si l'aléa Noyau-dur se trouverait plus faible que l'aléa de dimensionnement ou à l'inverse beaucoup plus élevé, bien au-delà du facteur 1,5 proposé par les experts d'EDF. De plus, la cohabitation de deux règles saperait indubitablement la légitimité de la plus ancienne. La solution qu'il propose est « plus rustique » et consiste en l'utilisation d'une marge forfaitaire par rapport au premier référentiel. Cela présente l'avantage de ne pas remettre en cause ni de modifier le référentiel du dimensionnement. Conjointement, par l'utilisation d'une marge par rapport au dimensionnement, on est certain d'être au-delà du dimensionnement selon une proportion stable entre les sites. Cette position recouvre celle des exploitants qui jugent qu'elle est la seule réaliste pour le Noyau-dur. Par ailleurs, les évolutions scientifiques dans l'évaluation de l'aléa sismique doivent se réaliser dans le cadre de la maintenance courante de la robustesse via la révision du référentiel et la conception du Noyau-dur ne doit, elle, en aucun cas être le laboratoire de la future RFS. C'est, en tout cas, en ce sens qu'intervient un expert d'EDF en précisant que :

*« EDF : Nous avons pris une position qui allait exactement dans votre sens [en parlant de l'intervention du vice-président du Groupe permanent], c'est-à-dire dire à nouveau une approche équilibrée entre un réexamen de sûreté avec le programme de recherche que tout le monde connaît, SIGMA et évidemment révision de la RFS, si l'amélioration des connaissances scientifiques le justifie. Notre souci, c'est de définir le plus rapidement possible le niveau d'exigences qui s'appliquent au noyau dur. On avait proposé une approche forfaitaire puisque l'on a pris ce matin l'engagement que, pour juin 2012, on aurait défini la liste des noyaux durs et les exigences qui s'y appliquent. À l'évidence, d'ici là, seule une approche forfaitaire permettra d'atteindre cet objectif qui nous paraît très important pour le REX Fukushima »<sup>864</sup>*

L'approche forfaitaire est une solution « simple » qui permet d'économiser les études. Elle est privilégiée par experts d'EDF, car elle est rapide à mettre en œuvre et moins coûteuse, même si elle est « grossière » scientifiquement. Une telle approche forfaitaire, contre laquelle se dressent les experts de l'IRSN, comporte, elle aussi, des problèmes de cohérence et d'engagement envers le futur. Que se passera-t-il si la RFS, une fois révisée, conduit à des dépassements des aléas Noyau-dur ? Ou dans une moindre mesure à réduire la marge d'un dispositif de sécurité ultime à peine réalisé ? Définir le Noyau-dur par majoration forfaitaire du référentiel comporte le problème de rendre dépendant le premier du second. Cela est d'autant plus problématique que d'après certaines estimations produites par les experts de l'IRSN, la prise en compte des demandes exprimées dans leurs recommandations conduit pour certains sites à des aléas supérieurs à la proposition d'EDF de prendre 1,5 fois le SMS. Cette critique est exprimée par un expert de l'IRSN de la façon suivante :

*« IRSN : Une difficulté que l'on a rencontrée au travers de l'analyse, notamment l'analyse d'EDF, c'est qu'EDF nous a présenté une conclusion que 1,5 SMS constituait une capacité sismique minimale et que c'était considéré comme étant peu, voire pas plausible pour bon*

---

<sup>864</sup> Ibid., p.32



nombre des sites. Dans notre analyse, que je ne vous présente pas ici, pour l'ensemble des installations, nous avons réalisé de nombreux calculs complémentaires. On a justement examiné la cartographie des failles et défini un certain nombre de scénarii sismiques. On peut conclure que 1,5 SMS, selon les sites et leur environnement, ce n'est pas forcément suffisant pour couvrir un certain nombre de scénarii [...] Il convient de se demander ce qu'il adviendra du noyau dur qui a été défini si l'on définit un noyau dur avec certaines exigences et que le programme SIGMA ou un autre montre que, finalement, pour certains sites, ces exigences sont insuffisantes »<sup>865</sup>

À la suite de la critique de l'approche forfaitaire, les experts de l'IRSN argumentent sur la faisabilité de la démarche qu'ils préconisent. Selon eux, il ne s'agit pas de refaire une réglementation, ni même de conduire des études nouvelles, mais d'ajouter à la méthode existante certaines données issues de l'état de l'art, donc de sources déjà publiées. Ils en veulent pour preuve de cette faisabilité, l'étude conduite par l'Institut Laue-Langevin de Grenoble qui a réussi à proposer un scénario sismique ultime, jugé acceptable par les experts de l'IRSN, dans le laps de temps très court des ECS. Toutefois, ce qui est faisable pour cet institut qui a la charge d'un réacteur expérimental ne vaut pas à l'échelle industrielle d'EDF. Selon un de ses représentants, une telle démarche serait strictement impossible à appliquer dans le temps imparti et selon les moyens disponibles.

Suite à la proposition des experts de l'IRSN, une discussion s'ouvre de façon binaire, pour ou contre, et se déploie ensuite progressivement sur chaque élément de la phrase de la recommandation pour finir sur la question fondamentale de la raison d'être du Noyau-dur dans une forme de maïeutique collective. Il s'ouvre en effet un débat fait d'enchaînements de questionnements définitionnels sur ce qu'est une « marge », ce qu'est la « robustesse », ce que signifie « forfaitaire » ou encore « connaissances actuelles *versus* état de l'art » entrecoupé d'interventions doctrinales. L'une d'entre elles retient particulièrement l'attention des membres du Groupe permanent et ouvre la voie à une rédaction consensuelle de la recommandation. Il s'agit de l'intervention d'un membre du Groupe permanent réacteur et expert d'EDF, qui est la suivante :

*« Membre du Groupe permanent : Monsieur le Président, si vous le permettez, je trouve que l'on est en train de se tromper. Je rejoins le commentaire exprimé tout à l'heure. On est en train d'essayer de suggérer de définir un niveau qui serait la base de dimensionnement du noyau dur comme une espèce de substitut à la définition du référentiel en postulant d'entrée de jeu qu'il n'est pas bon. On est en train de mélanger deux exercices, d'une certaine façon.*

*Un des enseignements principaux de Fukushima, c'est qu'ils se sont trompés dans le niveau du référentiel. Ce n'est pas pour autant que c'est forcément mauvais partout ailleurs. Par contre, cela oblige à se reposer des questions, à vérifier que l'on est sur les bonnes bases. C'est toute la partie qui a été évoquée tout à l'heure, qui rentre dans le cadre plus long de réexamens de référentiels sur des bases nouvelles. Le deuxième enseignement, c'est que, malgré tout et indépendamment de cela, au-delà du référentiel, on a envie d'avoir des systèmes robustes, c'est-à-dire qui aient des marges, qui ne se cassent pas à la moindre sollicitation au-delà de ce*

---

<sup>865</sup> Ibid., p.33

référentiel. C'est bien la notion de la façon dont on apprécie ces équipements – le noyau dur, en l'occurrence – qui présentent bien des marges, mais au sens mécanique, électrique, structurel, installation, etc. et non pas pour redéfinir une nouvelle valeur de leur dimensionnement. Une approche qui consiste à dire : "Je prends une valeur forfaitaire, à la limite, n'importe laquelle pourvu qu'elle soit un petit peu significative au-delà" me semble être la bonne façon d'analyser la robustesse de ces équipements au sens de leur conception, de leur installation et de leurs structures. Il ne faut pas se lancer dans quelque chose où l'on donne vraiment le sentiment que l'on veut faire un substitut à ce que l'on considère comme un mauvais niveau de référentiel [...] À la limite, c'est en partant des référentiels avec un coefficient de marge. Point final. Un coefficient 1,5, pourquoi pas, ou toute autre valeur, mais c'est effectivement forfaitaire. Encore une fois, on débouche sur le dimensionnement mécanique »<sup>866</sup>

L'élément déclencheur de cette intervention vient du fait de redéfinir la robustesse comme la résultante des deux composantes de la menace sismique : l'aléa et la réponse de l'installation. Du point de vue de l'orateur, c'est principalement du côté de ce deuxième versant qu'il faut se tourner dans le cadre du Noyau-dur. À l'instar de l'exercice ECS tel que conduit par les experts d'EDF, l'idée n'est pas d'élaborer un nouveau scénario sismique extrême, mais de s'assurer que l'on possède des marges de résistance importantes par rapport à l'aléa de référence. La robustesse effective du Noyau-dur pourra toujours être exprimée en termes d'aléa sismique *a posteriori*, mais ce n'est pas un nouvel aléa sismique qui dictera son dimensionnement. Ce repositionnement du concept de robustesse parasismique au sommet des deux versants de la menace sismique acquiert la quasi-unanimité. Il en est de même de l'approche forfaitaire, qui trouve peu d'opposants à l'exception des membres du BERSSIN qui, se positionnant en scientifiques, n'acceptent pas de faire l'économie d'une évaluation rigoureuse scientifiquement. Par la suite, les membres des Groupes permanents se mettent d'accord sur la reformulation de la recommandation de l'IRSN pour qu'elle intègre les deux versants du séisme ainsi que l'approche forfaitaire. Si cette dernière est plébiscitée, il est néanmoins accepté que la marge doive, elle, être définie à partir des connaissances disponibles. La recommandation finalement adoptée est la suivante :

*« Afin de définir les exigences applicables au noyau dur, les Groupes Permanents recommandent que, sur la base des connaissances actuelles en sismologie et en mécanique des structures, EDF, AREVA et le CEA prennent des marges significatives, forfaitaires, par rapport aux référentiels actuels (RFS 2001-01, guide ASN 2-01...) »<sup>867</sup>*

Selon cette formulation, il est bien question pour le Noyau-dur d'utiliser une marge forfaitaire par rapport au référentiel du dimensionnement. Toutefois, la mention « sur la base des connaissances actuelles » précise que la définition de ces marges devra s'effectuer au regard de nouvelles données et connaissances disponibles. De la sorte, les Groupes permanents ne concluent pas définitivement sur l'une ou l'autre des positions, mais à l'inverse, ils renvoient à plus tard ce questionnement. Par contre, la reformulation de cette

---

<sup>866</sup> Ibid., p.39

<sup>867</sup> Ibid., p.43

recommandation inclut désormais le second versant de la problématique sismique, celui de la réponse de l'installation. Le mélange des deux versants dans la même recommandation a l'énorme avantage, pour les exploitants au moins, de pouvoir justifier la robustesse parasismique soit par le niveau d'aléa retenu soit par la valorisation de marge de sécurité dans la conception des ouvrages et équipements. Une des conséquences de cette recommandation est de faire disparaître les deux recommandations préparées par les experts de l'IRSN dans son avis à partir des critiques des marges mises en avant par les experts d'EDF dans son dossier ECS. En effet, la partie démonstration de robustesse hors dimensionnement ne sera pratiquement pas abordée lors de l'examen de l'avis de l'IRSN par les Groupes permanents estimant que cette recommandation couvre toutes les autres.

Après les réunions des Groupes permanents, l'Autorité de sûreté a rédigé un rapport en décembre 2011 faisant le bilan des évaluations complémentaires de sûreté et représentant la contribution française aux *stress tests* européens. Ce rapport reprend les grandes lignes de l'analyse IRSN des dossiers exploitants et de l'avis des groupes permanents. Suite à ce rapport, l'Autorité de sûreté émet un avis générique aux exploitants portant sur les ECS ainsi que sur les suites à lui donner. Cet avis donne la conclusion officielle de l'Autorité de sûreté sur les *stress tests* français. Elle est la suivante :

*« À l'issue des évaluations complémentaires de sûreté des installations nucléaires prioritaires, l'ASN considère que les installations examinées présentent un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle ne demande l'arrêt immédiat d'aucune d'entre elles. Dans le même temps, l'ASN considère que la poursuite de leur exploitation nécessite d'augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes »<sup>868</sup>*

Ainsi, selon l'Autorité de sûreté les ECS sont une première étape dans le retour d'expérience de Fukushima devant réparer la robustesse des installations nucléaires. Dans un premier temps, sans relater le contenu des débats ni mentionner l'étendue des divergences entre les différents acteurs de l'arène subpolitique, l'Autorité de sûreté estime que les ECS ont permis de constater que les installations nucléaires françaises disposaient de marges de sécurité suffisantes pour pouvoir continuer à fonctionner avec son assentiment. Dans un second temps, toutefois, la réparation définitive de cette robustesse devra passer par la mise en œuvre de dispositifs supplémentaires permettant d'augmenter ces marges disponibles. Ainsi, indépendamment du résultat des ECS, l'Autorité de sûreté souligne la nécessité d'aller plus loin dans le retour d'expérience de l'accident, notamment via la mise en place du Noyau-dur. Ce dispositif ne représente pourtant qu'une partie relativement faible en nombre des actions qui restent à mener : sur 36 préconisations de l'Autorité de sûreté envers les experts d'EDF

---

<sup>868</sup> ASN, « Avis n°2012-AV-0139 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi », 3 janvier 2012, p.2

suite aux ECS, seulement 5 portent sur la mise en place du Noyau-dur (cf. Figure 29). Nonobstant cette moindre contribution aux préconisations en nombre, la mise en place du Noyau-dur représente l'essentiel du travail encore à mener. En effet, la quasi-totalité des autres prescriptions reprend les engagements des experts d'EDF présents dans leur dossier ECS ou relevant des pourparlers avec les experts de l'IRSN en amont des réunions des Groupes permanents de novembre 2011. De ce fait, ces prescriptions relèvent principalement de questions de forme rappelant les évolutions engagées par les experts d'EDF. Dans la suite de cette partie, il sera question exclusivement de la mise en place du Noyau-dur. Concernant ce sujet, il faut remarquer que le calendrier fixe deux phases : une phase d'étude s'étalant jusqu'à la fin de l'année 2015 et une phase de mise en œuvre s'étalant jusque fin 2018 concernant la réalisation des Diesels d'ultime secours. Les deux premiers jalons sont placés le 30 juin 2012 pour la remise d'un dossier par les exploitants portant sur la définition des spécifications et modalités de mise en place, pour chaque installation, du « noyau dur » et décembre 2012 pour l'examen par le Groupe permanent en charge des réacteurs.

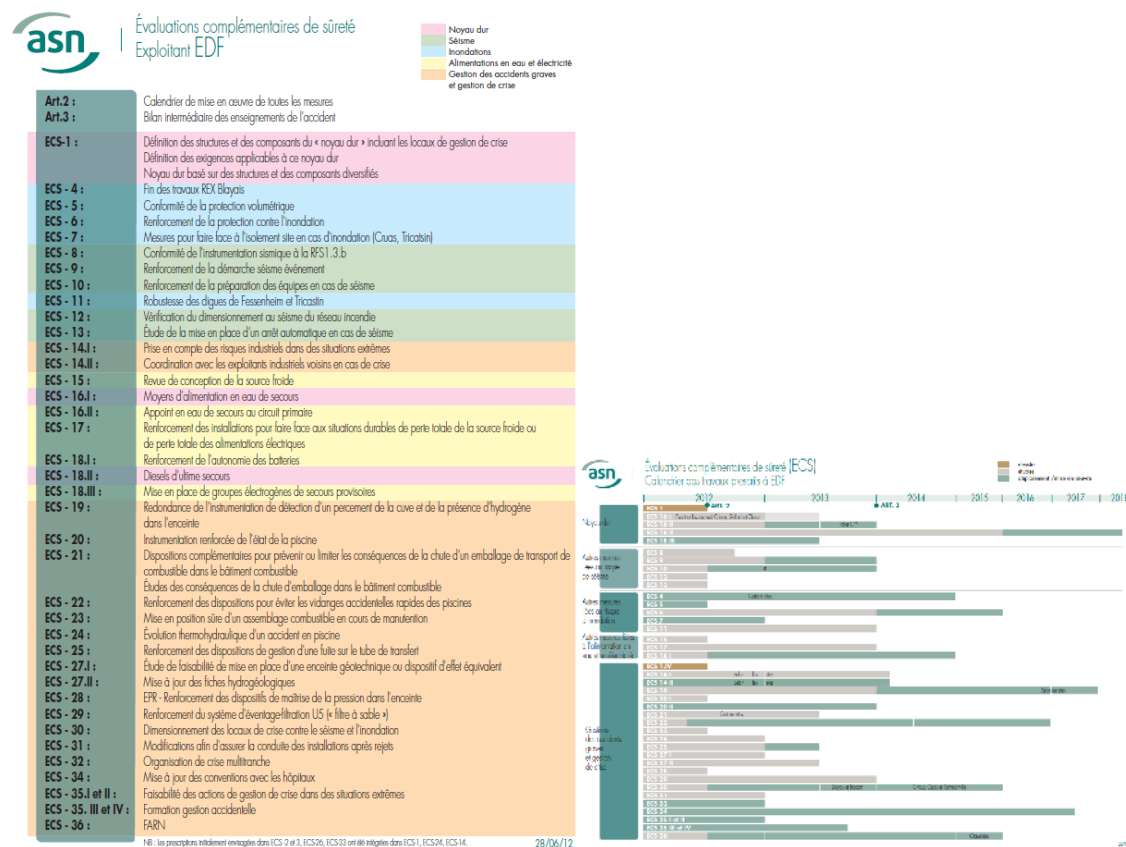


Figure 29: Liste des prescriptions de l'Autorité de sûreté à l'attention d'EDF dans le cadre des améliorations de sûreté à apporter à ses installations dans le cadre du processus post-Fukushima et calendrier associé (source : ASN, « Évaluations complémentaires de sûreté suivi des tests de résistance des centrales nucléaires françaises », plan d'action de l'Autorité de sûreté nucléaire, décembre 2012, p.65-66)

En guise de conclusion, que peut-on dire du premier retour d'expérience de l'accident de Fukushima en France ? Déjà qu'il ne s'agissait pas de rendre les centrales résistantes aux aléas qui sont survenus le 11 mars, à savoir un séisme de magnitude 9 et un tsunami de 15 m de haut. Une première étape a consisté à traduire les échecs de la prévention au Japon dans le contexte français. Une première leçon transposable en France est la potentielle sous-évaluation des aléas naturels du fait de mauvais postulats scientifiques utilisés dans la méthodologie réglementaire. Là encore, le retour d'expérience en France n'a pas eu pour objet de tester la validité de ses méthodologies d'évaluation. Il existe en effet, en France, un processus de maintenance de la robustesse dédié à ce genre de questionnement, qu'il n'était pas question de troubler. De ce fait, l'accident de Fukushima a eu pour effet paradoxal de questionner la qualité des méthodes d'évaluation tout en confirmant la pertinence de leur processus de maintenance en France, par contraste avec la situation au Japon.

En quoi a donc consisté la première phase du retour d'expérience ? La définition des *stress tests* européens, reprise en France, était de tester, dans un premier temps, les limites de résistance des installations nucléaires de l'Union, pour pouvoir décider, dans un second temps, si certaines d'entre elles mériteraient d'être fermées ou renforcées. Le travail effectué en France n'a en pratique pas suivi ces indications. Les exploitants ont, à l'inverse, proposé une double démonstration de robustesse de leurs installations. D'une part, ils ont démontré le caractère robuste de leur référentiel de sûreté, ainsi que la conformité des installations à ce référentiel ; d'autre part, ils ont démontré que leurs installations disposaient de certaines marges de sécurité qui les rendaient robustes jusqu'à des niveaux non plausibles d'aléa. Le retour d'expérience aurait pu s'arrêter là. Les exploitants ayant démontré, selon eux, une absolue robustesse de leur installation dans l'ensemble des cas plausibles, il n'y a rien à ajouter : Fukushima n'est pas possible en France.

Pourtant, l'exercice ECS s'est progressivement transformé en un dispositif d'amélioration de la robustesse des installations. Et pour cause, d'une part, la double démonstration de robustesse n'a pas convaincu les autres acteurs de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire. D'autre part, il était nécessaire d'apporter des réponses pratiques, matérielles, à l'accident de Fukushima pour réparer une conviction dans la robustesse des installations françaises par de nombreux endroits éffritée, parmi les experts, mais aussi dans les sphères politiques et l'opinion publique. Cette réponse est le Noyau-dur et fait suite à une deuxième leçon transposable de l'accident de Fukushima : quand les aléas dépassent les niveaux du référentiel, la situation peut devenir rapidement ingérable, entraînant la perte successive de nombreux systèmes de sauvegarde, et déboucher indubitablement sur une catastrophe majeure impliquant la perte des fonctions de sûreté, la fusion du cœur de plusieurs réacteurs et l'effacement de tous les dispositifs de confinement. Ainsi, la logique du retour d'expérience de Fukushima, l'impact fort, a été de quitter le giron du dimensionnement pour se questionner sur ce qu'il se passe au-delà et sur ce qu'il serait faisable de faire pour éviter une catastrophe majeure. Le Noyau-dur doit précisément garantir, dans des situations

considérées comme extrêmes, des moyens ultimes de sauvegarde des fonctions de sûreté et d'action en cas d'accident.

Les études récentes sur les conséquences de l'accident de Fukushima sur la gestion du risque nucléaire à l'échelle internationale et en particulier européenne tendent à montrer un processus de normalisation de l'accident (Arnhold, 2019 ; Saraç-Lesavre & Laurent, 2019). Effectivement, selon ces auteurs, la potentialité d'un accident nucléaire sur un réacteur civil était jusque-là niée dans les instances politiques, autant parce qu'il était présenté comme impossible que parce qu'il était considéré comme inacceptable. La possibilité d'une industrie nucléaire civile était donc suspendue à la conviction que l'accident n'arriverait pas. La grande évolution constatée par ces auteurs après l'accident de Fukushima, c'est précisément et paradoxalement la normalisation de l'accident nucléaire. Bien que certains pays (par exemple l'Allemagne) aient accéléré leur sortie du nucléaire devant la révélation de la possibilité, voire de l'inévitabilité, de l'accident nucléaire face aux images des événements de Fukushima, la tendance de fond qui s'observe va plutôt vers un assouplissement des conditions d'acceptabilité de l'industrie nucléaire. Désormais, l'accident nucléaire est possible et il faut s'y préparer comme le fait valoir le président de l'Autorité de sûreté nucléaire française devant les parlementaires peu après l'accident japonais<sup>869</sup>. La vie de l'industrie nucléaire n'est plus conditionnée politiquement à l'absence d'accident et peut même s'en accommoder. Néanmoins, si l'accident n'est désormais plus impossible, il faut s'y préparer d'autant plus : la multiplication des exercices de crises, des plans et des équipes d'interventions ultimes, des dispositifs de sauvegarde extrêmes, etc. est autant de manifestations, pour ces auteurs, d'un mouvement politique de fond vers la normalisation de l'accident nucléaire. Cette normalisation étant la nouvelle condition de survie de l'industrie nucléaire

Ces auteurs s'intéressent au risque nucléaire du point de vue de son mode d'existence politique. En étant attentif aux autres modes d'existences du risque, la normalisation de l'accident prend un tout autre accent. Si dans le mode d'existence politique du risque, normaliser l'accident permet de sauver l'industrie, dans le mode d'existence de l'objet technique, cette normalisation peut conduire à la tuer. Rendre normal le post-Fukushima, c'est faire entrer les conditions accidentelles dans les règles classiques qui structurent la robustesse ; c'est en conséquence extrêmement coûteux et à la limite de la faisabilité technique. À l'inverse, en restant dans le domaine de l'exceptionnel, le traitement de l'accident est allégé et moins coercitif. De ce fait, ce sont les industriels qui œuvrent pour exceptionnaliser l'accident tandis que les experts de l'IRSN essaient de le normaliser. Les experts d'EDF n'ont cessé de batailler pour que le post-Fukushima soit décorrélé du processus de maintenance de la robustesse habituel. Le Noyau-dur en particulier doit être

---

<sup>869</sup> La déclaration exacte est « *personne ne peut garantir qu'il n'y aura jamais d'accident nucléaire en France. À nous tous, exploitants, autorités de contrôle et gouvernement, de faire en sorte de réduire cette probabilité. Mais à nous tous de faire ce qu'il faut pour réduire et gérer les conséquences d'un tel accident* » (source : « Gestion post-accidentelle des crises nucléaires », Comptes rendus de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, jeudi 5 mai 2011 ; disponible en ligne <http://www.senat.fr/compte-rendu-commissions/20110502/office.html> ; Consulté le 15 août 2020).

totale­ment détaché, exception­nalis­é, pour être faisable. Le normaliser, comme le veulent les experts de l'IRSN, ce serait, au contraire, être beaucoup plus exigeant sur les modalités de son application, sur la fiabilité des dispositifs implémentés, ainsi que sur leur champ d'application. Dans le mode d'existence de l'objet technique, exception­nalis­er l'accident, c'est annexer ces réponses pratiques ; les réduire à un dispositif à côté de et non pas à l'intérieur de l'objet technique. En conséquence, ce dispositif est simple, rapide et économique à mettre en place. À l'inverse, normaliser l'accident c'est lui faire une place dans l'objet technique, ce qui implique de revoir complètement sa structure interne et de compromettre la concrétisation par l'ajout d'individus inessentiels. C'est non seulement très coûteux, mais très long, très délicat et potentiellement dangereux à faire.

Il y a dans les ECS et le Noyau-dur, dans leur définition et leur mise en œuvre, une tension très forte entre normalité et exception­nal­ité. Finalement, il faut faire entrer l'accident dans le cadre existant, mais pas trop, sinon, on compromet définitivement la robustesse des installations nucléaires. Les chercheurs du Centre de recherche sur les risques et les crises de l'École des Mines ParisTech ont même perçu la création d'un nouveau champ sémantique dans les rapports de l'Autorité de sûreté, naissant avec Fukushima, dans lequel tous le post-Fukushima se construit, celui de « l'extrême » par opposition au normal (Travadel *et al.*, 2018).

Enfin, si les ECS et le Noyau-dur apparaissent dès lors comme une conséquence de l'accident de Fukushima, cette image est en partie trompeuse. Les dossiers ECS et l'étude des marges sismiques notamment étaient attendus en France depuis 1987 (*cf.* Chapitre 5), l'essentiel des équipements du Noyau-dur, le Diesel d'ultime secours en particulier, était déjà envisagé dans la cadre de la prolongation de la durée de vie des centrales électronucléaire. Toutefois, l'accident nucléaire japonais impose un nouveau calendrier et une nouvelle conceptualisation du Noyau-dur. De la sorte, sa mise en œuvre doit se réaliser de façon dissociée du processus de maintenance courante de la sûreté, qui est apparu en contraste de la situation japonaise, un gage de robustesse important en France. Ce découplage implique une parallélisation des deux processus, la mise en place du Noyau-dur et les réexamens de sûreté. Dans le chapitre suivant, il est question de voir de façon croisée le déroulement des deux processus. C'est de cette façon que pourra être mise en exergue à la fois la difficulté de conduire de concert deux processus *a priori* indépendants ainsi que de mieux apprécier l'incidence de l'accident de Fukushima dans la maintenance de la robustesse parasismique.

# Chapitre 9 : Extension de la durée de fonctionnement et Noyau-dur : croiser les processus de maintenance

*“The only catastrophe that would be clear to everyone would be the catastrophe that no one survives”  
(Sloterdijk, 2000, p. 108)*

L’avis de l’Autorité de sûreté nucléaire française sur l’exercice *stress test* a été transmis à la Commission européenne en janvier 2012. Suite à cela, les dossiers nationaux ont été évalués à l’échelle européenne selon une « revue par les pairs », composée d’experts provenant des autorités de sûreté d’autres pays, membres de l’Union européenne ou non, ainsi que d’experts de l’Agence internationale pour l’énergie atomique (AIEA). Le processus général est piloté par la Commission européenne sous la présidence de Philippe Jamet, commissaire à l’Autorité de sûreté nucléaire française et expert de l’AIEA<sup>870</sup>. Les résultats par pays ont été communiqués à la fin du mois d’avril 2012. À la même date, la Commission européenne a publié un rapport sur les résultats globaux, à l’échelle européenne, de la revue par les pairs des rapports nationaux. Ce rapport est plutôt flatteur à l’égard de la pratique française et l’érige en modèle pour les autres pays et ne mentionne en aucun cas le fait que les ECS conduites en France n’aient pas répondu au cahier des charges européen. En particulier, les auteurs du rapport recommandent de promouvoir à l’échelle européenne la réalisation de réexamens de sûreté périodiques au moins tous les 10 ans ainsi que la mise en place de dispositifs « bunkerisés » pour la prévention et la limitation de conséquences des accidents graves en cas d’agressions naturelles extrêmes qui s’apparentent au Noyau-dur français<sup>871</sup>. De plus, le rapport consacré spécifiquement à la France recommande essentiellement de mener à bien le déploiement des améliorations d’ores et déjà proposées par EDF ou demandées par l’Autorité de sûreté<sup>872</sup>. Malgré ces conclusions très positives sur le rapport français, la revue par les pairs a proposé un certain nombre de suggestions dans son rapport. Du point de vue de la robustesse parasismique, en particulier, il préconise, à l’instar du guide AIEA de 2009 (cf. Annexe 4), l’utilisation à titre complémentaire d’une démarche d’évaluation probabiliste de l’aléa sismique.

Dans le même temps, le dossier de l’extension de la durée de vie des centrales nucléaires en service d’EDF prend forme. Entre novembre 2011 et janvier 2012, le dossier d’orientation

---

<sup>870</sup> ENSREG, “Practical Organization of Peer Reviews of the “Stress Tests” of European NPP’s”, mai 2011.

<sup>871</sup> ENSREG, “Peer review report - Stress tests performed on European nuclear power plants”, 26 avril 2012.

<sup>872</sup> ENSREG, “Peer review country report - Stress tests performed on European nuclear power plants: France”, 26 avril 2012.



des études à mener et des améliorations à apporter est instruit par les experts de l'IRSN et le Groupe permanent réacteur. L'objectif de ce premier temps est de préparer l'inclusion de ce dossier dans le cadre du troisième réexamen de sûreté des réacteurs du palier 900 MWe. En effet, le premier réacteur devant subir sa quatrième visite décennale, celle de ses 40 ans – date limite initiale de durée de vie – doit se tenir en 2019 à la centrale de Tricastin. Le projet d'extension de durée de vie vise à maîtriser l'usure et l'obsolescence des installations nucléaires pour permettre leur prolongation de fonctionnement de plusieurs dizaines d'années. Pour cela, de nombreux renforcements et améliorations de la sûreté des réacteurs sont associés. En particulier, un volet entier du programme est réservé à l'amélioration de la robustesse parasismique. D'une certaine façon, ce programme qui a également vocation à renforcer la robustesse des centrales nucléaires entre en conflit avec la mise en place du Noyau-dur. En particulier, un certain nombre de renforcements – par exemple un dispositif de gestion du cœur fondu en cas d'accident grave – doivent être installés sur site à l'occasion du programme d'extension de durée de vie. La question va alors se poser de savoir si ces nouveaux dispositifs doivent également faire partie du Noyau-dur. L'enjeu est fort étant donné que le Noyau-dur vise des objectifs de sûreté plus élevés que le dimensionnement et le coût en cas de réponse positive à cette question pourrait s'avérer très grand. Pourtant la tentation est grande, ces dispositifs n'étant pas encore installés, il est encore temps de les adapter pour répondre aux exigences Noyau-dur. La conception du Noyau-dur va être traversée par ces questions et notamment par la tension qu'il y a entre en faire un dispositif simple et indépendant ou un dispositif plus ambitieux, mais aussi plus complexe et étendu. La première partie de ce chapitre porte précisément sur la cohabitation puis la fusion de ces deux processus de maintenance et de réparation de la robustesse.

La deuxième partie de ce chapitre porte sur l'incidence du Noyau-dur sur l'instauration de la robustesse. En particulier, l'évaluation de l'aléa sismique pour le Noyau-dur va s'avérer être une épreuve particulièrement délicate à traiter pour l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire. En ouvrant les possibilités d'usages de nouvelles connaissances et méthodologies pour l'évaluation de l'aléa sismique, le Noyau-dur a redonné une chance aux experts du CEA et d'EDF de se mettre d'accord sur une chaîne de transformation entre séisme et centrale et sur des conventions d'équivalence permettant de faire émerger une conviction commune au sein de l'arène subpolitique. À l'instar de ce qui s'est passé au début des années 2000 (cf. Chapitre 7), cette fois encore tel ne fut pas le cas. L'écart entre les deux visions de la robustesse est encore plus grand : les experts de l'IRSN souhaitent définir un aléa sismique qui soit ambitieux et conservatif par rapport à l'état de l'art. La science devient leur unique mode de jugement de l'acceptabilité du Noyau-dur. À l'opposé, les experts d'EDF veulent un aléa sismique qui soit à la fois plus élevé que celui d'origine, mais qui ne nécessite pas d'étendre trop l'étendue du Noyau-dur. La fiabilité et la capacité à acquérir la robustesse de leurs installations sont en jeu. Face à cette opposition, l'Autorité de sûreté nucléaire va encore devoir agir pour trancher, mais, cette fois-ci, elle ne va pas rechercher une position équitable et va se prononcer à deux reprises en faveur des experts de l'IRSN. Ces deux

décisions successives vont faire pencher, au sein de l'arène subpolitique, l'obtention de la conviction vis-à-vis du caractère robuste des installations vers le mode d'existence scientifique des risques. En conséquence de quoi, la nouvelle convention d'équivalence permettant de fonder la conviction repose désormais sur la confrontation de la chaîne de transformation avec le seul état de l'art actant, de ce fait, la scientification de la robustesse.

## **9.1. De l'extension de la durée de vie au Noyau-dur : intrication des processus de maintenance**

Dans la deuxième phase de la période post-Fukushima, celle de la mise en œuvre des réponses pratiques à l'accident, le processus de formalisation du Noyau-dur s'intrique à un processus de plus long terme qui touche également à la robustesse des installations nucléaires, le projet d'extension de durée de fonctionnement des centrales nucléaires d'EDF. La durée de vie de ces installations est liée à leur usure matérielle ainsi qu'à leur obsolescence technique. D'une part, les matériaux vieillissent, s'usent, s'érodent perdent en fiabilité et en capacité de résistance face à des situations plus ou moins extrêmes. D'autre part, l'objet technique peut paraître dépassé au regard du progrès technique et des nouveaux produits disponibles sur le marché. Pour étendre cette durée de vie, il est question de rénover et de renforcer la robustesse des installations. Avant d'en venir à la question sismique, un petit détour historique s'impose sur ce programme afin de mieux visualiser d'une part son ancrage historique et, d'autre part, l'impact du Noyau-dur.

Le vieillissement des matériaux des centrales nucléaires est un sujet à l'origine mal maîtrisé. En effet, les conditions d'utilisation particulièrement drastiques de certains équipements et la méconnaissance de l'effet de l'exposition aux radiations sur le long terme des matériaux font que la durée de vie, du point de vue de l'usure matérielle d'une centrale nucléaire était, au moment de la conception, un paramètre entouré de fortes incertitudes. Ainsi, en parallèle du lancement de programmes industriels de production d'énergie d'origine nucléaire, de nombreux pays se sont lancés dans des programmes d'études du vieillissement des matériaux en milieu irradié. Ces programmes nationaux visent généralement l'identification des mécanismes de vieillissement, des études de prédiction de la durée de vie et la définition de méthodes de surveillance du vieillissement par des essais périodiques et des contrôles. Progressivement, des groupes de travail internationaux se sont constitués pour mutualiser ces études et des programmes de suivis se sont institutionnalisés nationalement. En France, EDF a mis sur pied dès 1985, une structure relativement indépendante visant à centraliser l'étude de ces questions dans ce qui fut appelé le « Projet durée de vie ». Les différentes missions de ce projet sont examinées par les experts de l'IPSN et le Groupe permanent au début de la décennie 1990 et sont définies comme suit : «

- améliorer la connaissance des mécanismes du vieillissement des matériaux et des matériels, ainsi que de leur cinétique d'évolution ; pour cela, suivre les études engagées et proposer si nécessaire des compléments d'action,
- prendre en compte les résultats de ces travaux, le retour d'expérience, les données économiques et les contraintes du réseau pour procéder à une évaluation du potentiel de durée de vie compatible avec le maintien du parc au niveau de sûreté requis,
- faire bénéficier toutes les tranches futures des enseignements dégagés »<sup>873</sup>

L'étude et la maîtrise de l'usure matérielle des composantes d'une centrale nucléaire ont plusieurs objectifs liés entre eux. D'abord, améliorer la maîtrise et le contrôle de l'usure matérielle pour assurer la fiabilité et la sécurité des installations en service. Ensuite, évaluer par des modèles de prédiction la durée de fonctionnement maximale potentielle de ces installations au regard de l'usure constatée et en accord avec le niveau de sûreté exigé. Enfin, optimiser la conception des matériaux pour la réalisation des futures installations.

Au tournant des années 2000, les experts d'EDF ont annoncé la volonté de leur direction de prolonger la durée de vie de certains réacteurs au-delà des 40 ans initialement prévus afin d'accompagner le renouvellement du parc (cf. Chapitre 5). Dans la décennie 2000, l'Autorité de sûreté américaine a délivré des autorisations de fonctionnement de certains réacteurs jusqu'à 60 ans. Parmi ceux-ci figurent les centrales de North Anna, prolongées en 2007 et Beaver Valley, en 2009, qui ont servi de référence au parc électronucléaire d'EDF lors du transfert de technologie des réacteurs à eau légère en France (cf. Chapitre 3). En 2005, les experts de l'IRSN et le Groupe permanent d'experts ont alors instruit un premier dossier concernant le vieillissement des équipements des centrales en service pour envisager leur prolongement de 20 années supplémentaires. En 2009, EDF a officialisé sa volonté de prolonger la durée de vie de l'ensemble de ses réacteurs jusqu'à 60 ans. Le programme « durée de fonctionnement » (DDF), fut alors mis en place, visant à préparer les dispositions nécessaires à l'autorisation de ce prolongement et aux modalités d'intégration de ces dispositions dans le cadre des quatrièmes visites décennales des réacteurs ; la première étant celle du réacteur n°1 de la centrale de Tricastin, tête de série du palier 900 MWe, prévue en 2019. Entre 2009 et 2019, une série d'instructions ont eu lieu pour formaliser la prise en compte de l'usure des matériaux dans l'optique de la prolongation à 60 ans de la durée de vie des réacteurs EDF. Ces études ont conduit à un certain nombre d'actions liées au maintien de la qualification des équipements en conditions accidentelles, c'est-à-dire à la vérification de leur capacité à remplir leurs exigences (intégrité ou fonctionnement) en cas de situation accidentelle. Pour les équipements non remplaçables, essentiellement la cuve du réacteur et l'enceinte de confinement, a été conduite une démonstration de leur aptitude à assurer leur fonction en cas de situations accidentelles durant au moins les 20 prochaines années. Pour les équipements remplaçables, soit les experts d'EDF ont apporté une justification de leur tenue en service pour au moins 10 années supplémentaires – jusqu'à la

---

<sup>873</sup> IPSN, « Examen du « Projet Durée de Vie » des REP », Rapport DES N°108, mai 1993, p.23

prochaine visite décennale – soit ils ont effectué leur remplacement par un équipement neuf ou bien ont réalisé leur rénovation. En particulier, les générateurs de vapeur de Tricastin ont été remplacés et le système de contrôle commande a été modernisé.

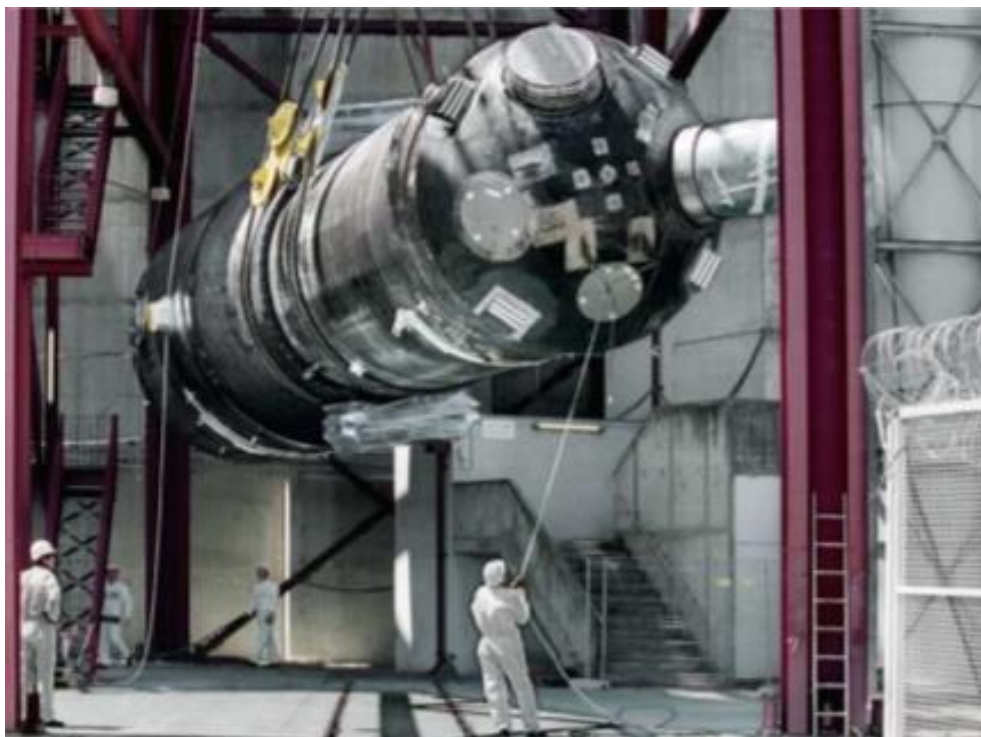


Figure 30 : Photo de la manutention d'un générateur de vapeur (source : Présentation EDF à la journée technique de la SFEN du 27 novembre 2019 intitulé « Poursuivre le fonctionnement des réacteurs nucléaires après 40 ans »)

La durée de vie d'un objet technique est due à son usure matérielle, mais aussi à son obsolescence technique. L'obsolescence se définit généralement non par rapport à l'usure d'un objet, mais par rapport aux progrès techniques et à l'apparition de produits nouveaux concurrentiels. De ce point de vue, l'extension de la durée de vie des centrales nucléaires d'EDF pose la question de l'obsolescence de la sûreté des réacteurs anciens au regard des nouveaux standards et des nouveaux modèles de réacteurs. C'est exactement dans cet objectif que la prolongation de la durée de vie des réacteurs nucléaires en service s'est accompagnée de la mise à niveau de leur sûreté en regard à la fois des normes internationales les plus récentes et des exigences associées au réacteur dit de nouvelle génération, en particulier l'*European Pressurized Reactor* (EPR) dont la construction a débuté en 2005 à Olkiluoto, en Finlande, en 2006 à Flamanville et en 2009 à Taishan, en Chine. Cette exigence de parer à l'obsolescence des réacteurs en service est une condition d'approbation par l'Autorité de sûreté nucléaire de l'extension de leur durée de vie. Il est ainsi écrit dans l'avis de l'IRSN sur l'orientation du programme d'extension de la durée de fonctionnement d'EDF que :

« En juin 2010, l'ASN a précisé qu'elle considère que les études de réévaluation de la sûreté conduites par EDF dans le cadre du projet d'extension de la DDF des réacteurs du parc en exploitation doivent être conduites « au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs, tels que ceux proposés au niveau européen par l'association WENRA [association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire d'Europe de l'Ouest], ou ceux applicables au réacteur EPR »<sup>874</sup>

Mettre les centrales en fonctionnement au niveau des modèles récents et en l'occurrence de l'EPR se traduit par l'objectif de faire tendre la sûreté des premières vers le référentiel du second. Or les exigences sont plus fortes dans les nouveaux réacteurs. Bien que la France n'admette pas d'objectifs probabilistes pour la sûreté de ses installations nucléaires, un critère défini par l'Agence internationale pour l'énergie atomique<sup>875</sup> et repris par la WENRA<sup>876</sup> est d'établir un objectif minimum de risque de fusion du cœur, pour les réacteurs existants, inférieur à  $1.10^4$  par an et par réacteur (soit une chance sur 10 000 par an et par réacteur) et inférieur  $1.10^5$  (soit une chance sur 100 000 par an et par réacteur) pour la fusion avec rejets importants et immédiats dans l'environnement. Pour les nouveaux modèles de réacteurs, l'objectif minimal de fusion du cœur est abaissé à  $1.10^5$  par an et par réacteur tandis que le risque de fusion du cœur avec des rejets importants et immédiats doit être « pratiquement éliminé ». L'élimination pratique est un concept développé sous influence française au cours du projet EPR au tournant des années 1990 (Goumri, en cours). Le principe est que les scénarii conduisant à une fusion du cœur avec rejets importants et précoces doivent être soit rendus physiquement impossibles, soit hautement improbables avec un très haut degré de confiance dans cette probabilité. La définition donnée dans le document WENRA est la suivante :

*“The possibility of certain accident conditions to occur can be considered as practically eliminated if it is physically impossible for the conditions to occur or if the conditions can be considered with a high degree of confidence to be extremely unlikely to arise. As regards conditions that can not be physically excluded, it must be underlined that a justification for extreme unlikelihood has to be provided with high confidence. This means that the practical elimination of a condition cannot be claimed solely based on compliance with a general cut-off probabilistic value. Even if the probability of a condition is very low, any additional reasonable design features to lower the risk should be implemented. The justification should include demonstration that there is sufficient knowledge of the accident condition analyzed and of the phenomena involved (e.g. DCH, steam explosion, hydrogen behavior). Furthermore, uncertainties associated with the data and methods should be quantified”<sup>877</sup>*

Par ailleurs pour les accidents de fusion du cœur dans les réacteurs nouveaux, les rejets à plus long terme demeurent envisageables à condition d'avoir un impact radiologique faible défini par le fait qu'il entraîne des mesures de protection des populations limitées dans l'espace et

---

<sup>874</sup> IRSN, « Orientations du programme associé au projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs du parc en exploitation », Rapport IRSN 2011-005, Tome 1 : démarche générale de sûreté, décembre 2011, p.3

<sup>875</sup> AIEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1”, INSAG-12, Vienne, 1999

<sup>876</sup> WENRA, “Safety Objectives for New Power Reactors”, WENRA Reactor Harmonization Working Group, 2009

<sup>877</sup> Ibid., p.13

le temps. Par exemple, il ne doit pas être nécessaire, à la suite d'une fusion du cœur, de devoir procéder à un déplacement permanent de population ni d'imposer des restrictions dans la consommation alimentaire de long terme, ne pas nécessiter d'évacuation d'urgence en dehors du voisinage immédiat de l'installation et limiter de façon générale la nécessité de mettre des populations à l'abri. Cet objectif est parfois quantifié selon une dose de radiation maximale subie par les populations. Il existe alors un facteur allant de cinq à dix entre les limites de rejet autorisées en cas d'accident pour les anciens réacteurs et les nouveaux<sup>878</sup>. Pour résumer, les nouveaux modèles de réacteurs doivent, d'une part, présenter un risque de fusion du cœur inférieure à  $1.10^{-5}$  par an et par réacteur et, d'autre part limiter les rejets précoces ou importants si malgré tout, il devait y avoir une fusion du cœur. Ces exigences de sûreté, exprimées de façon quantitative ou non, sont plus sévères que celles qui ont gouverné la conception des réacteurs actuellement en fonctionnement. D'une part, le risque de fusion du cœur doit être d'un ordre de grandeur plus faible. D'autre part, le risque de fusion du cœur est pris en compte, à l'origine sur les anciens réacteurs, uniquement sur le volet de la prévention, pour minimiser sa probabilité d'occurrence, mais aucun dispositif n'est prévu pour en limiter les conséquences si jamais l'accident advient malgré tout.

L'objectif associé à l'extension de la durée de vie des réacteurs en service d'EDF n'est pas d'atteindre complètement les objectifs associés aux nouveaux modèles de réacteur, mais de tendre vers eux ; de combler le trou de l'obsolescence. Cette subtilité est introduite dans la demande de l'Autorité de sûreté par la mention « au regard de ». L'interprétation de cette mention a fait l'objet de divergences entre les experts de l'IRSN et d'EDF<sup>879</sup>. La logique des experts d'EDF est de tendre vers les objectifs EPR, de viser son référentiel, mais pas nécessairement de l'atteindre complètement. Dans cette quête, les experts d'EDF entendent recourir massivement à l'outil de l'analyse coût/bénéfice pour la sûreté envisagée dans la décennie 2000. L'objectif de l'utilisation de cet outil est de servir de mode de rationalisation de la prise de décision dans cette quête vers l'objectif EPR. Une illustration de l'utilisation de cet outil d'analyse est donnée dans la figure suivante, issue d'une présentation faite par les experts d'EDF en 2019 :

---

<sup>878</sup> La limite des réacteurs en fonctionnement est de 50 mSv (milli-Sievert) en dose efficace et 450 mSv pour la thyroïde contre respectivement 10mSv et 50 mSv pour les réacteurs nouveaux.

<sup>879</sup> ASN, « Relevé des discussions des réunions GPR des 18 et 19 janvier 2012 Examen des orientations du programme associé à la prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs du parc EDF en exploitation (1re séance) », CODEP-MEA-2012-061582, 22 novembre 2012, p. 8 & p.10-11

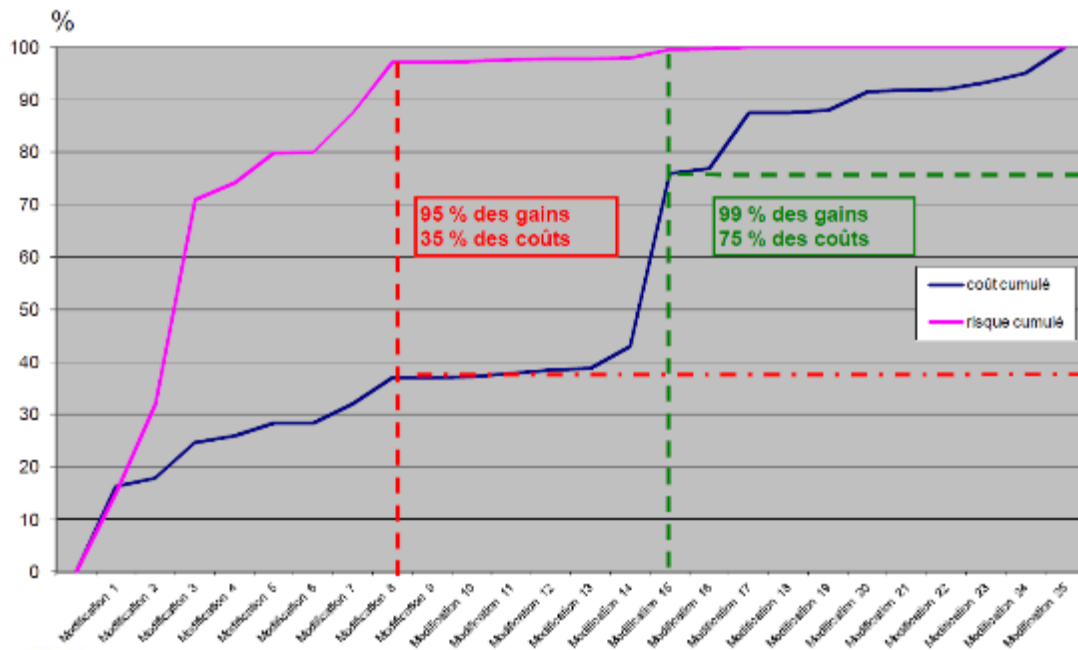


Figure 31 : Exemple de cumul des bénéfices sûreté et des coûts pour 25 modifications successives (source : Présentation EDF à la journée technique de la SFEN du 27 novembre 2019 intitulé « Poursuivre le fonctionnement des réacteurs nucléaires après 40 ans »)

La Figure 31 illustre l'utilisation faite par les experts d'EDF de l'analyse coût/bénéfice. En l'occurrence, deux scénarii sont envisagés. Le premier est symbolisé par la droite verticale rouge. Il correspond à la réalisation des 8 modifications qui ont le plus d'effets sur la sûreté. La réalisation de ces 8 modifications entraîne 95 % des bénéfices possibles pour la sûreté et correspond à 35 % des coûts. Le deuxième scénario, symbolisé par la ligne verticale verte, porte sur la réalisation des 15 premières modifications. Il correspond à 99 % des bénéfices possibles pour la sûreté et 75 % du coût. C'est par ce genre de mise en relation des gains et des coûts des modifications permettant de faire tendre les réacteurs en service vers le référentiel de l'EPR qu'EDF compte arbitrer la réalisation ou non des modifications. Le recours à des outils d'analyse économique est lié à la libéralisation du marché de l'énergie en France au tournant des années 2000 transformant EDF en Société Anonyme. La mise en économie de la sûreté nucléaire n'est pas nouvelle (cf. Chapitre 2), néanmoins elle a été sanctifiée en 2012 par la publication au journal officiel de l'arrêté du 7 février fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base. En effet, dans l'article 1.2 du titre premier, il est inscrit que :

« L'exploitant s'assure que les dispositions retenues pour l'exercice des activités mentionnées à l'article 1er. 1 permettent d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement, un niveau des risques et inconvénients mentionnés à

*l'article L. 593-1 du code de l'environnement aussi faible que possible dans des conditions économiquement acceptables »<sup>880</sup>*

Finalement, pour combler l'écart entre le référentiel des centrales en fonctionnement et le référentiel EPR, les experts d'EDF ont envisagé une série d'améliorations de la sûreté de ses installations, autant pour réduire la probabilité de fusion du cœur que pour limiter les conséquences en cas d'accident. En particulier, il est envisagé d'ajouter une source supplémentaire en électricité – le Diesel d'ultime secours repris dans le Noyau-dur – ainsi qu'une source d'eau de refroidissement reliée directement à la nappe phréatique sous le site pour diminuer le risque de fusion du cœur. Pour limiter les conséquences d'un accident, trois dispositifs sont ajoutés. Tout d'abord, une pompe d'injection ultime (pompe U3) opérationnelle même en situation de perte totale des alimentations électriques et qualifiée pour être fonctionnelle en cas d'accident de fusion du cœur est ajoutée pour fiabiliser l'acheminement d'eau borée dans la cuve du réacteur. Cela en vue de limiter la fusion du cœur et maintenir le corium en cuve. Ensuite, il s'agit d'améliorer l'efficacité du dispositif de filtration actuellement utilisé par EDF pour réduire les rejets en cas d'ouverture volontaire de l'enceinte pour permettre sa dépressurisation si nécessaire lors d'un accident avec fusion du cœur (dispositif d'éventage-filtration U5). En dernier point, il s'agit d'ajouter un dispositif pour éviter la percée du radier par le corium. Sur l'EPR, un récupérateur de corium<sup>881</sup> est disposé de sorte à maintenir confiné le corium dans l'enceinte de la centrale nucléaire et de le refroidir de sorte à minimiser la quantité de rejets de matières radioactives dans l'environnement. Sur les réacteurs en fonctionnement, les experts d'EDF envisagent non pas un dispositif de récupération du corium, mais un dispositif de stabilisation du corium dans le fond du bâtiment réacteur (cf. Figure 32).

---

<sup>880</sup> Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (Disponible sur le site Légifrance : <https://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000025338573>)

<sup>881</sup> Dans un système de type EPR, un éventuel corium qui perce la cuve va d'abord s'accumuler dans le puits de cuve dont le fond est constitué de 50 cm de béton dit « sacrificiel ». Une fois ce béton sacrificiel érodé et percé par le corium, cette dernière rencontre une porte fusible, laquelle une fois fondue permet au corium de s'écouler via un canal d'écoulement, dans la chambre d'étalement. Le corium est ensuite refroidi dans cette aire d'étalement par un système automatique passif de circulation d'eau dans le plancher, puis de recouvrement par débordement d'eau, permettant d'une part d'empêcher le plancher métallique qui est aussi recouvert de béton sacrificiel, de fondre et d'autre part, d'éviter une explosion de vapeur en ne recouvrant le corium d'eau qu'après son étalement et son prérefroidissement.



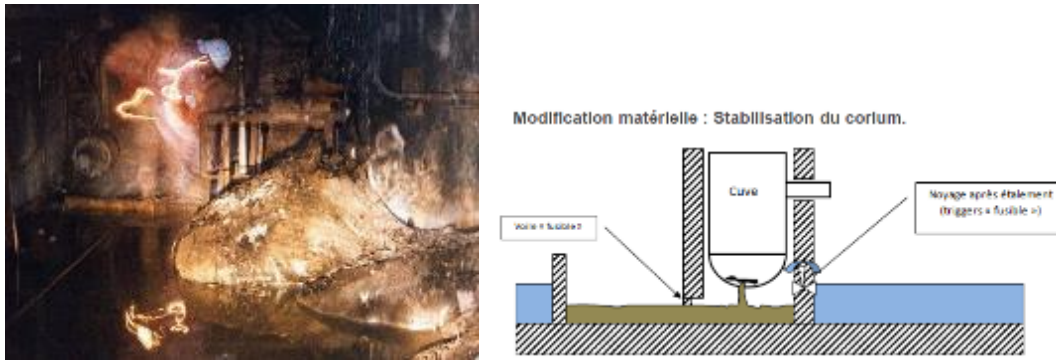


Figure 32 : À gauche, une des rares photos du corium issu du cœur radioactif fondu de la centrale de Tchernobyl après l'accident de 1986 (source : Artur Korneyev, Deputy Director of Shelter Object, 1996 © US Department of Energy) : À droite le dispositif de stabilisation du corium pour éviter qu'il ne perde le radier du bâtiment réacteur et qu'il entre en interaction avec l'environnement prévu par EDF dans le cadre de l'extension de la durée de vie de ses réacteurs en services (source : Présentation EDF à la journée technique de la SFEN du 27 novembre 2019 intitulé « Poursuivre le fonctionnement des réacteurs nucléaires après 40 ans »)

Le projet d'extension de la durée de vie des anciens réacteurs est accompagné, du fait notamment de la nécessité de diminuer le risque de fusion du cœur, d'un renforcement de leur robustesse parasismique. Ce volet se décline en trois axes définis par l'Autorité de sûreté : «

- l'amélioration « raisonnablement possible » du niveau de sûreté des installations électronucléaires existantes, lors de leurs réévaluations, pour les amener au niveau de sûreté des réacteurs de génération III [EPR] ;
- la prise en compte des meilleures pratiques internationales ;
- le retour d'expérience d'installations électronucléaires ayant éprouvé un séisme significatif »<sup>882</sup>

Pour augmenter la robustesse de ses installations, les experts d'EDF proposent de compléter l'approche historique de la réévaluation sismique par un programme d'analyses complémentaires. Ce qu'ils appellent l'« approche historique » est la méthode de prise en compte du séisme dans le cadre des réexamens de sûreté qui consiste globalement à réévaluer périodiquement les spectres SMS des sites via l'application de la règle fondamentale de sûreté, de comparer les spectres obtenus avec les spectres de dimensionnement des installations et à conduire des études de vérification de résistance ou bien à établir des renforcements en cas de dépassement du second spectre par le premier. Le programme complémentaire d'EDF s'organise autour de deux grands domaines : l'amélioration de la caractérisation des mouvements sismiques via le projet SIGMA (cf. Chapitre 7) ; l'étude des marges sismiques via des études déterministes de type SMA (*Seismic Margin Assessment*) et probabilistes de type EPS (Évaluation probabiliste de sûreté). Sans donner de critère précis, les experts d'EDF précisent que les études EPS seront conduites sur les sites les plus

<sup>882</sup> ASN, « Réacteurs électronucléaires – EDF – Orientations du programme associé à la prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs en exploitation », CODEP/DCN/2011-004262, 8 mars 2011

sismiques, tandis que les études SMA seront conduites sur les sites de sismicité modérée ; les sites de sismicité faible ne seront l'objet d'aucune étude complémentaire. L'objectif de ce programme complémentaire, selon les experts d'EDF et tel que repris par leurs homologues de l'IRSN dans son avis, est le suivant :

*« Les résultats attendus par EDF sont de pouvoir « justifier de ne pas faire certaines modifications, trop lourdes en regard de leur intérêt pour la sûreté » et a contrario d'« identifier des modifications supplémentaires, qui n'auraient pas été révélées par la seule approche historique, mais qui constitueraient une amélioration tangible de la sûreté ». De plus, l'approche complémentaire permettrait de justifier une priorisation de la mise en œuvre des modifications dans le temps »<sup>883</sup>*

La demande de l'Autorité de sûreté nucléaire autant que le programme d'EDF visent à faire tendre les réacteurs en fonctionnement vers l'objectif EPR, mais dans la mesure d'un certain respect des contraintes économiques. Le programme EDF en particulier vise à optimiser le processus de renforcement de la robustesse parasismique en priorisant les modifications qui ont un bon rapport coût/bénéfice.

Le projet SIGMA (pour *Seismic Ground Motion Assessment*), initié en 2009 par les experts d'EDF a comme objectif affiché d'améliorer les connaissances et de réduire les incertitudes dans la caractérisation des mouvements sismiques et de tenir compte de méthodes éprouvées également par la pratique internationale. De la sorte, son objectif opérationnel direct est de combler certains manquements de la règle fondamentale de sûreté 2001-01 et d'améliorer la définition des séismes de référence des différents sites en réduisant l'incertitude. Cet objectif de complément à la RFS est clairement affiché par les experts d'EDF. Ainsi, il est écrit dans l'avis de l'IRSN, qui présente la position EDF que :

*« Ce programme, prévu pour être déployé sur une période de 5 ans, vise à réduire les difficultés d'interprétation de la RFS 2001-01, mais aussi à proposer éventuellement des améliorations ou des alternatives »<sup>884</sup>*

Le programme en deux composants d'EDF pour améliorer la robustesse parasismique de ses installations reçoit en première instance un accueil très mitigé chez les experts de l'IRSN. En effet, en première évaluation, ils étaient relativement réservés sur la démarche présentée par les experts d'EDF et ont rédigé huit recommandations dans leur avis. Tout d'abord, les experts de l'IRSN recommandent que leurs homologues soient attentifs à la conformité de ces installations à leur référentiel en vigueur. La conformité des installations a été érigée en priorité numéro une dans la période post-Fukushima. La conformité du point de vue de la qualification sismique a été un cheval de bataille des experts de l'IRSN et de l'Autorité de sûreté durant la période 2012-2018, avec 38 dossiers d'anomalies constatées<sup>885</sup> qui ont résulté

---

<sup>883</sup> IRSN, « Orientations du programme associé au projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs du parc en exploitation », Rapport IRSN 2011-005, Tome 1 : démarche générale de sûreté, décembre 2011, p.211

<sup>884</sup> Ibid.

<sup>885</sup> La liste des anomalies et incidents est disponible sur le site de l'ASN : ([https://www.asn.fr/recherche/\(searchText\)/anomalie+s%C3%A9isme/\(typeContenu\)/avis-incidents](https://www.asn.fr/recherche/(searchText)/anomalie+s%C3%A9isme/(typeContenu)/avis-incidents)); des analyse

en la déclaration de 45 évènements significatifs de niveau 1 et 2 sur l'échelle INES des incidents et accidents nucléaires<sup>886</sup>. En 2017, l'Autorité de sûreté nucléaire a même décidé la fermeture provisoire des quatre réacteurs de la centrale nucléaire du Tricastin pour cause de non-conformité de la digue de protection au requis sismique (résistance au séisme majoré de sécurité)<sup>887</sup>. Deux autres recommandations des experts de l'IRSN portent sur le projet SIGMA. Ce projet, auquel ils n'ont finalement pas participé (cf. Chapitre 7), est annonciateur de grandes évolutions, mais demeure pour le moment relativement opaque et dans une phase embryonnaire (les études ont été lancées réellement en 2011). En particulier, les experts de l'IRSN recommandent que leurs homologues d'EDF intègrent les exigences de prise en compte de la diversité des avis d'experts et de l'incertitude à chaque étape qui correspondent selon eux aux meilleures pratiques internationales (cf. Annexe 4). Les trois recommandations suivantes portent sur le deuxième volet du programme EDF relatif à la démonstration de marges sismiques. En particulier les experts de l'IRSN demandent à ce que chaque site fasse l'objet d'une étude spécifique et que les experts d'EDF ne déduisent pas la robustesse de tous les sites à partir d'une étude enveloppe sur un site. En complément, les experts de l'IRSN demandent l'utilisation d'un critère quantitatif pour discriminer les sites devant faire l'objet d'une étude EPS, SMA ou ne nécessitant pas d'étude particulière. Concernant l'étude SMA, ils demandent à ce que les experts d'EDF tiennent compte des critiques qui lui ont été faites au début des années 2000 suite à la première étude du genre sur le site de Tricastin. En particulier, les experts de l'IRSN demandent à ce que le niveau d'aléa sismique de vérification fasse l'objet d'une instruction spécifique et préalable entre les différents acteurs de l'arène subpolitique. Ils recommandent également que les experts d'EDF ne se limitent pas dans la conduite des études SMA à une liste trop restreinte d'équipements correspondant à une seule configuration de réacteur. L'avant-dernière recommandation porte sur la prise en compte du retour d'expérience des centrales Fukushima et de Kashiwazaki-Kariwa qui ont toutes deux fait face à des séismes d'envergure plus importante que prévu dans le dimensionnement. En particulier, les experts de l'IRSN recommandent de tenir compte de la conjonction des effets du séisme et des incendies qu'il peut occasionner ainsi que de tenir compte d'une situation type Fukushima avec la perte totale de source froide et de source électrique et plusieurs réacteurs impliqués. La dernière recommandation porte sur la nécessité de détailler le contenu du processus décisionnel conduisant aux arbitrages des modifications issues de l'application de la nouvelle démarche de robustesse sismique et les délais de mise en œuvre associés, tout en garantissant une non-régression de la sûreté. En amont de l'examen par le Groupe permanent, les experts d'EDF ont apporté des

---

systématique sont effectués par le Réseau Sortir du Nucléaire et diffusés sur le site internet : <https://www.sortirdunucleaire.org/Surete-des-installations-francaises-et-si-la>

<sup>886</sup> Entre 2011 et 2018, il a eu 657 évènements INES de niveau 1 & 2. Par contre, il n'y a eu que 10 évènements INES 2 dont 6 concernent la problématique sismique.

<sup>887</sup> Décision n° 2017-DC-0606 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 27 septembre 2017 prescrivant la mise à l'arrêt à titre provisoire des quatre réacteurs de la centrale nucléaire du Tricastin (INB n° 87 et 88) exploités par Électricité de France (Disponible en ligne sur le site de l'ASN : <https://www.asn.fr/Reglementer/Bulletin-officiel-de-l-ASN/Installations-nucleaires/Decisions-individuelles/Decision-n-2017-DC-0606-de-l-ASN-du-27-septembre-2017>)

engagements répondant à chacune de ces huit recommandations. De ce fait, la problématique sismique n'a pas été abordée lors des deux réunions du Groupe permanent des 18 et 19 janvier 2012<sup>888</sup>. Toutefois, s'agissant de l'examen des orientations du programme durée de fonctionnement, les engagements d'EDF, l'avis de l'IRSN et l'instruction du dossier seront rediscutés plus tard, lors du cadrage du troisième réexamen de sûreté du palier 900 MWe.

La mise à niveau des réacteurs en fonctionnement pour la prolongation de leur durée de vie, parfois appelée «grand carénage»<sup>889</sup>, engendre deux types de maintenance : la première est relative à la maîtrise de l'usure de l'objet technique ; la seconde porte sur l'amélioration de la sûreté au regard des exigences relatives au nouveau modèle de réacteurs ainsi qu'au respect des normes internationales. Ce deuxième type de maintenance engendre un certain nombre de modifications, d'ajouts de matériel et vise à renforcer globalement la robustesse des installations nucléaires. De la sorte, ce processus de maintenance entre en résonance avec les objectifs assignés en première instance au Noyau-dur post-Fukushima. La question que cela pose est de savoir quelle est la place relative du Noyau-dur dans cet objectif global d'amélioration de la robustesse dans l'optique d'une prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires. Est-il un moyen d'y parvenir ? Est-il le nouvel objectif lui-même ? Ou bien est-ce autre chose ?

### 9.1.1. Le Noyau-dur : lieu d'expression et d'appréhension divergente de la robustesse

La mise en œuvre pratique du Noyau-dur va s'avérer complexe et va requestionner l'ensemble du dispositif, à partir même de son objectif. En particulier, la place du Noyau-dur dans l'écologie générale de la robustesse des installations existantes est encore flottante, notamment en rapport au projet d'extension de durée de fonctionnement. La demande officielle de l'Autorité de sûreté à la suite de l'exercice européen *stress test*, concernant la mise en place du Noyau-dur est écrite de la façon suivante :

« [ECS-1]

*Avant le 30 juin 2012, l'exploitant proposera à l'ASN un noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles robustes visant, pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS, à :*

- *prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression,*
- *limiter les rejets radioactifs massifs,*

---

<sup>888</sup> ASN, « Relevé des discussions des réunions GPR des 18 et 19 janvier 2012 Examen des orientations du programme associé à la prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs du parc EDF en exploitation (1re séance) », CODEP-MEA-2012-061582, 22 novembre 2012

<sup>889</sup> Jouette I., « Exploiter 40 ans et au-delà avec le Grand carénage », *Revue Générale Nucléaire*, vol.1, 2016

- *permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise »<sup>890</sup>*

Dans l'acception des experts de l'IRSN, cette prescription sous-entend que le Noyau-dur est composé de deux lignes de défense en cas de survenue de situations extrêmes (aléas naturels supérieurs au dimensionnement et perte totale de source froide ou de source électrique) définies en référence à l'exercice ECS : la première visant à prévenir l'accident nucléaire ; la seconde à limiter les rejets si malgré tout l'accident devait survenir. Pour les experts d'EDF, par contre, le Noyau-dur est composé d'une seule ligne de défense constituée selon les cas, soit de la prévention de l'accident, soit de la limitation de ses conséquences en termes radiologiques. De cette divergence d'interprétation de la logique même du Noyau-dur découlent de très nombreuses divergences de position dans la mise en œuvre pratique du dispositif.

Pour les experts d'EDF, l'objectif du Noyau-dur est de viser l'absence de rejets massifs et durables de matières radioactives dans l'environnement. De la sorte, il est tout à fait congruent avec l'objectif de sûreté des nouveaux réacteurs qui est d'« éliminer pratiquement » les rejets précoces et de réduire les rejets à long terme. Cet objectif est également, selon eux, mais aussi pour certains membres du Groupe permanent et certains experts de l'IRSN, la réponse directe aux enseignements de l'accident de Fukushima. Le problème n'est pas l'accident au sens strict – la fusion du cœur du réacteur – ni même les effets sanitaires liés au relâchement de matières radioactives, mais la contamination durable des territoires. Cette interprétation est clairement explicitée par un membre du Groupe permanent réacteur lors de la réunion 13 décembre 2012 portant sur la définition du Noyau-dur :

*« Quand vous réfléchissez à la spécificité du nucléaire, par exemple la spécificité de l'accident nucléaire par rapport à la catastrophe du tsunami, celui-ci a entraîné des dizaines de milliers de morts. Les gens vous disent, à juste raison : "Oui, il y a eu beaucoup de morts, mais après cela, les survivants peuvent reconstruire et repartir alors que, dans les zones contaminées, ce n'est pas possible". La spécificité du nucléaire, contre laquelle il faut se prévenir dans ces situations qui sont extrêmes, hors du dimensionnement, c'est effectivement d'éviter ces situations où il n'est pas possible de redémarrer. Du point de vue de l'analyse sociétale, c'est un peu ce qui fonde la différence entre les exigences radiologiques appliquées au dimensionnement et les exigences radiologiques appliquées au noyau dur. C'est logique d'avoir une différence de niveau d'exigences entre le dimensionnement et le noyau dur »<sup>891</sup>*

Selon une fraction des membres du Groupe permanent réacteur et selon les experts d'EDF, un des enseignements principaux de l'accident de Fukushima, mais aussi de Tchernobyl, c'est que le risque ultime contre lequel il faut se prémunir n'est pas l'accident industriel en soit,

---

<sup>890</sup> ASN, « Décisions fixant à Électricité de France Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables aux sites électronucléaires français au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) », Décision n°2012-DC-0274 à 2012-DC-0292, 26 juin 2012, p.2

<sup>891</sup> ASN, « Relevé des discussions de la réunion GPR du 13/12/2012 Mise en place d'un noyau dur post-Fukushima sur les réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », CODEP-MEA-2013-047399, 19 août 2013, p.31

matérialisé par la fusion des éléments combustibles à l'intérieur du réacteur ou dans la piscine de désactivation, mais la contamination durable de l'environnement par des relâchements non filtrés et prolongés de matières radioactives. Selon cette interprétation, pour les experts d'EDF, l'objectif du Noyau-dur est précisément d'empêcher ce scénario catastrophe. Pour cela, il y a deux possibilités : empêcher la fusion ou bien laisser se produire la fusion, mais limiter les rejets dans l'environnement. Sur ce dernier point, il est utile de préciser que, en cas de fusion du cœur du réacteur, la pression à l'intérieur du circuit primaire et à l'intérieur de l'enceinte de confinement va nettement grimper du fait de l'évaporation de l'eau de refroidissement et du relâchement de gaz par combustion des matériaux rencontrés par le corium, le cœur fondu. Pour conserver l'intégrité de la troisième barrière - l'enceinte de confinement -, il est nécessaire d'évacuer la pression à l'extérieur et par là même d'entraîner des relâchements de matières radioactives dans l'environnement. À la suite de l'accident de *Three Miles Island*, un dispositif de filtration de l'air à évacuer en cas d'accident depuis l'enceinte de confinement vers l'extérieur a été mis en place sur l'ensemble des réacteurs électronucléaires français. Ce filtre n'est pas dimensionné pour résister au séisme majoré de sécurité. Toutefois, comme il a été dit plus haut, le renforcement de ce filtre est une action prévue dans le cadre de l'extension de la durée de fonctionnement. Entre la fusion du cœur d'un réacteur et la catastrophe majeure de contamination durable de territoire, il existe ainsi un scénario intermédiaire qui serait un cœur fondu, mais qui reste dans la cuve du réacteur avec le relâchement d'une quantité non négligeable, mais pas cataclysmique ni durable de matières radioactives : c'est le scénario de l'accident de *Three Miles Island* et il est toléré en théorie par les experts d'EDF.

Pour eux, le Noyau-dur est attaché à cet unique objectif d'éviter des relâchements importants et durables dans l'environnement ; cet objectif n'étant pas incompatible avec un scénario de type *Three Miles Island*. En conséquence, en cas d'aléas ou de situations extrêmes telles qu'envisagées dans les ECS de 2011 (par exemple un séisme supérieur à 1,5 fois le SMS d'un site), la stratégie mise en œuvre par les experts d'EDF à travers le Noyau-dur n'est pas d'éviter la fusion du cœur - l'accident industriel - mais d'éviter que cette fusion n'entraîne des contaminations durables de l'environnement. De cette stratégie découle une conduite particulière du réacteur, celle dite du «gavé ouvert». Dans cette stratégie de conduite, on suppose le pire, c'est-à-dire la perte de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur et l'arrêt du refroidissement de l'eau du circuit primaire. Sous l'effet de la chaleur résiduelle émise par le cœur radioactif, cette eau commence à s'évaporer, la température augmente dans le réacteur et les éléments combustibles commencent à fondre. Le principe de la conduite «gavé ouvert» est de pouvoir redéployer une alimentation en eau borée<sup>892</sup> à l'intérieur de la cuve via le système d'injection de sécurité (système RIS)<sup>893</sup> suffisamment rapidement pour

---

<sup>892</sup> Le bore est un élément chimique freinant la réactivité de la réaction de fission nucléaire. Il est mélangé à l'eau du circuit primaire pour pouvoir agir sur la réactivité du réacteur. La concentration en bore de l'eau du circuit primaire est une variable d'ajustement utilisée dans la conduite des réacteurs nucléaires pour agir sur la réaction nucléaire.

<sup>893</sup> Le circuit d'injection de sécurité (RIS) permet, en cas d'accident causant une brèche importante au niveau du circuit primaire du réacteur, d'introduire de l'eau borée sous pression dans celui-ci. Le but de cette manœuvre est d'étouffer la

éviter la fusion du cœur ou au moins pour éviter que le corium ne transperce la cuve et tombe sur la dalle inférieure de l'enceinte de confinement. Pour éviter la surpression et conserver leur intégrité, il est alors nécessaire d'ouvrir les vannes de pressurisation du circuit primaire et celles de l'enceinte de confinement ; cela engendre néanmoins la perte de leur fonction de confinement et occasionne inévitablement une certaine quantité de relâchement de matières radioactives dans l'environnement, avec ou sans filtre. Pour mettre en œuvre cette stratégie il est notamment nécessaire d'avoir une pompe pour pouvoir acheminer l'eau borée d'un réservoir extérieur au système RIS et, quand le réservoir est vide, un moyen de faire recirculer l'eau qui tombe dans le fond du bâtiment réacteur vers la cuve. Dans ce cas de figure, les sources en eau borée et en électricité, les instruments de mesure, le contrôle commande, les panneaux électriques, la pompe et certaines tuyauteries, vannes et certains robinets doivent rester opérationnels. Il faut également avoir un dispositif de filtrage suffisamment résistant pour pouvoir continuer à filtrer l'air évacué depuis l'intérieur de l'enceinte de confinement. L'ensemble des éléments nécessaires à la conduite du réacteur en «gavé ouvert » forme alors le Noyau-dur et doit être dimensionné pour tenir à des aléas et situations extrêmes. Pour assurer cette conduite dans des cas extrêmes, les experts d'EDF prévoient de démontrer la robustesse des équipements existants (le réservoir d'eau borée et le circuit RIS par exemple) d'en renforcer certains ou quand cela n'est pas possible d'en ajouter de nouveaux. C'est le cas par exemple de la pompe d'acheminement de l'eau borée au circuit d'injection de sécurité qui n'est pas dimensionnée au séisme. De ce fait, les experts d'EDF envisagent la mise en place d'une nouvelle pompe Noyau-dur. Il s'agit en l'occurrence de la pompe U3, dont l'installation est prévue également dans le cadre de l'extension de la durée de fonctionnement. Il y a aussi le Diesel d'ultime secours devant assurer l'apport en électricité ainsi que le dispositif de filtrage amélioré, tous deux basculent du projet d'extension de durée de vie vers le Noyau-dur. Enfin, il faut également un nouveau tableau de distribution électrique et de commande plus résistant.

Pour les experts d'EDF, l'avantage d'une telle stratégie est qu'elle limite le nombre d'équipements à inclure dans le périmètre du Noyau-dur et qu'elle est de ce fait plus économique et rapide à mettre en œuvre. Plus encore, un avantage souvent souligné par les experts d'EDF est qu'elle permet de limiter les interactions avec le reste de ce qu'ils appellent la démarche de sûreté, et donc de ce qui s'apparente à des éléments concourant à la robustesse parasismique globale des installations. Comme le rappelle un expert d'EDF lors de l'examen par le Groupe permanent des objectifs Noyau-dur, la démarche de sûreté se décline en trois volets : (1) le dimensionnement qui est déterministe (2) l'évaluation probabiliste de sûreté pour estimer le risque global de fusion du cœur et le risque de rejet (3) les dispositifs de réduction des conséquences en cas d'accident grave comme le dispositif de

---

réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Le circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS) pulvérise, en cas d'accident, de l'eau contenant de la soude dans l'enceinte du réacteur. Son objectif est de conserver l'intégrité de l'enceinte du réacteur, en diminuant la pression et la température à l'intérieur, et d'éliminer l'iode radioactif présent sous forme gazeuse. Dans un premier temps, ces deux systèmes de sauvegarde sont alimentés en eau par des réservoirs. Ils sont ensuite alimentés par des puisards qui récupèrent en bas de l'enceinte l'eau déjà injectée.

filtrage. Le volet le plus important, selon les experts d'EDF, est le premier. C'est lui qui fait l'objet des réexamens de sûreté périodiques et qui fonde la robustesse des installations nucléaires. Le second volet permet d'évaluer le niveau de cette robustesse, d'identifier les points faibles et de hiérarchiser les éventuels renforcements. Le troisième volet est constitué de dispositifs *ad hoc* permettant de réduire la quantité de rejet dans l'environnement en cas d'accident. Les volets (2) et (3) n'étaient pas utilisés à la conception des centrales en fonctionnement et sont venus progressivement compléter le premier volet pour renforcer la robustesse des installations au cours du temps. Pour l'expert EDF, ce triptyque représente le socle de la robustesse qu'il ne faut pas déstabiliser par la mise en œuvre du Noyau-dur. Ainsi insiste-t-il sur la nécessité de trouver une place à part à ce nouvel individu dans le système technique :

*« Notre position sur le post-Fukushima et sur le REX post-Fukushima – pour en venir directement au sujet d'aujourd'hui –, c'est qu'il ne faut pas déstabiliser cette démarche de sûreté, qu'il faut ajouter de la robustesse en plus, mais certainement pas à la place de ces trois volets qui sont, pour nous, fondamentaux pour assurer la sûreté. La conception du noyau dur doit trouver sa place dans ce cadre-là avec une contrainte supplémentaire. Comme les moyens correspondants doivent être résistants à des niveaux d'aléas extrêmes, il faut que ces moyens soient en nombre limité et soient simples, sinon cela irait à l'encontre de l'objectif recherché »<sup>894</sup>*

La volonté derrière l'intervention de cet expert d'EDF est de mettre en garde contre l'idée de rebâtir la sûreté à partir d'un nouveau référentiel qui toucherait l'ensemble de la démarche de sûreté et qui aurait vocation à garantir, à exigence stable, la robustesse des installations existantes face à des aléas plus importants que ceux retenus dans le dimensionnement. En particulier, il souligne le fait que le processus d'extension de la durée de vie des centrales nucléaires associé à leur quatrième visite décennale conduit à nettement faire évoluer le dimensionnement et donc la robustesse. L'ajout d'un dispositif d'étalement du corium et le renforcement du dispositif de filtrage en cas de dépressurisation de l'enceinte de confinement seraient selon lui, en effet, des améliorations notables de la sûreté. Pour les experts d'EDF, le renforcement du dimensionnement via le projet extension de durée de fonctionnement est un vecteur plus important de renforcement de la robustesse que le Noyau-dur, qui est considéré, lui, comme un dispositif ultime, un « filet ultime », devant servir uniquement dans des situations désespérées. De ce fait, l'essentiel de la robustesse est porté par le dimensionnement et le Noyau-dur est relégué en simple dispositif de gestion des accidents graves dans des situations très improbables. Ce positionnement du Noyau-dur dans l'écologie générale de la robustesse, selon les experts d'EDF, est précisé dans l'avis de l'IRSN servant de base de l'examen par le Groupe permanent réacteur :

*« EDF insiste sur le fait que le « dimensionnement est et continuera d'être traité lors des réévaluations de sûreté ». Le noyau dur est ainsi un complément aux mesures existantes qui constituent, selon lui, « le socle de la sûreté nucléaire, en assurant notamment une prévention efficace des pertes de source froide et de perte des sources électriques, ainsi que des accidents*

---

<sup>894</sup> Ibid., p.5



*graves ». L'ampleur de ces « mesures qui assurent la robustesse du dimensionnement » permet, d'après EDF, de réduire l'étendue du noyau dur au strict minimum, permettant ainsi de viser, pour ces matériels, une résistance à des niveaux d'aléas extrêmes [...] EDF rappelle l'importance de conserver une approche globale et de « considérer le noyau dur comme un filet ultime complémentaire à toutes les autres mesures de sûreté, et non comme le seul ensemble de dispositions permettant d'assurer la sûreté au-delà du domaine de dimensionnement » [...] « Les structures, systèmes et composants du noyau dur ne seront utilisés, toujours au travers d'une conduite progressive, que si les dispositions précédentes n'ont pas été suffisantes » [...] Le fait que le noyau dur puisse ne constituer que ce filet ultime conduit EDF à y associer une démarche adaptée en termes d'objectif de sûreté et de règles d'études »<sup>895</sup>*

Pour les experts d'EDF, la principale source de robustesse, y compris pour des situations au-delà du dimensionnement, est le dimensionnement. En effet, une grande robustesse au niveau du dimensionnement est le meilleur moyen d'assurer à l'installation des capacités pour faire face, y compris, à des événements non prévus ou d'ampleur extrême. Il vaut mieux alors renforcer les marges de sécurité au niveau du dimensionnement, plutôt que de chercher à étendre le périmètre du dimensionnement. De ce fait, y compris dans le domaine hors dimensionnement, le Noyau-dur doit jouer un rôle secondaire : il est là au cas où, si et seulement si, l'installation telle que dimensionnée n'arrive pas à faire face aux événements. Dans la position des experts d'EDF, il y a véritablement la logique d'utiliser la fiabilité et la sécurité obtenues par le degré de concrétisation de l'objet technique. Il faut réduire la taille du nouvel individu (le Noyau-dur) de façon à ce qu'il ne perturbe pas trop le système. Il y a en effet un risque autant qu'une opportunité pour la robustesse des installations nucléaires à l'intrusion de ce nouvel individu. Pour les experts d'EDF, l'ensemble du Noyau-dur doit être traité en dehors des cadres habituels. Il ne doit ni partager la même procédure de démonstration périodique, ni subir les mêmes exigences et encore moins remplacer les exigences existantes. La robustesse d'une installation est intrinsèque pour l'exploitant. La capacité de résistance de l'installation face à un aléa quelconque est avant tout tributaire du degré de cohérence interne de l'objet technique. Le degré de cohérence est garanti par le dimensionnement et cette garantie n'est valable qu'à condition, que sa maintenance soit réalisée dans le processus de réexamen de sûreté classique. Pour préserver le dimensionnement, le Noyau-dur doit, selon les experts d'EDF, répondre à un type de situation très précise. Ils proposent alors une définition très restrictive du périmètre du noyau dur : il correspond à des situations de perte totale de source froide et d'alimentations électriques de longue durée, affectant potentiellement toutes les tranches d'un site, si et seulement si elles ont pour origine une agression naturelle extrême. Le Noyau-dur doit alors se développer selon son propre processus de concrétisation, en tant qu'individu à part entière. Le processus de concrétisation du Noyau-dur est au cœur du travail des experts entre 2013 et 2016. Pour l'heure, il faut d'abord clarifier ses objectifs. En effet, l'objectif attribué

---

<sup>895</sup> IRSN, « Définition d'un noyau dur post-Fukushima pour les REP d'EDF : objectifs, contenu et exigences associées », Rapport IRSN N°2012-009, décembre 2012, p.35

au Noyau-dur par les experts d'EDF est, en 2012, en concurrence avec d'autres visions et aspirations.

Les experts de L'IRSN ont une définition, ou plutôt des définitions, du Noyau-dur qui diffère très nettement de celle présentée par leurs homologues d'EDF. L'avis de l'IRSN sur le dossier EDF de définition des modalités et spécifications du Noyau-dur se fonde sur la confrontation du projet EDF avec une vision propre de ce que devrait être le Noyau-dur ; vision qui s'uniformise progressivement au cours de l'année 2012 au sein des experts de l'IRSN. Il est notamment précisé dans l'avis de l'IRSN en préparation de la réunion du Groupe permanent de décembre 2012 que :

*« L'analyse réalisée dans le cadre de la préparation de la réunion du GPR du 13 décembre 2012 fait apparaître des désaccords importants sur les principes retenus par EDF pour la définition du noyau dur et des exigences associées. Dans le présent rapport, l'IRSN fait état de « positions » qui définissent les principes qu'il estime devoir être appliqués pour définir le noyau dur et ses exigences »<sup>896</sup>*

En 2012, les experts de l'IRSN ne se contentent pas d'expertiser ou d'évaluer la suffisance du dossier EDF pour répondre à la demande de l'Autorité de sûreté. En effet, les experts de l'IRSN défendent une vision concurrente à celle des experts d'EDF et entendent la faire valoir dans le processus de conception du Noyau-dur. Les experts de l'IRSN défendent un Noyau-dur beaucoup plus étendu, qui porte à la fois sur la prévention de la fusion du cœur, mais aussi sur la limitation des rejets radioactifs, aussi bien à court terme qu'à long terme, pour des situations de perte prolongée des sources de refroidissement et des sources électriques suite à des aléas naturels, mais aussi suite à d'autres types d'agressions comme la malveillance (acte de terrorisme ou de sabotage) et l'environnement industriel (explosion d'un conteneur méthanier à Gravelines par exemple). De la sorte, la stratégie de conduite envisagée par les experts de l'IRSN consiste d'abord à empêcher la fusion du cœur par le refroidissement du circuit primaire via l'apport en eau aux générateurs de vapeur par le biais du système ASG<sup>897</sup>. Cette stratégie permet de maintenir le circuit primaire et l'enceinte de confinement sous pression et ainsi de maintenir le confinement des matières radioactives. Toutefois, pour être mise en œuvre, cette stratégie nécessite beaucoup plus d'équipements. En particulier, l'ensemble des éléments du circuit primaire (tuyauterie, groupe motopompes primaire, soupapes, etc.) doivent demeurer intègres ou fonctionnels. C'est le cas également du système de chute des barres de contrôle ou du circuit RIS pour maîtriser la réactivité du cœur du réacteur. Il faut enfin ajouter le système ASG, le réservoir ASG et la pompe d'acheminement ainsi que la source électrique, les panneaux de distribution et de contrôle. Il faut noter qu'à l'origine le système ASG était peu fiable et non dimensionné au séisme. Le

---

<sup>896</sup> Ibid., p.33

<sup>897</sup> Lorsque l'alimentation normale en eau est défaillante, le système ASG (pour Alimentation de secours des générateurs de vapeur) permet alors d'alimenter en eau les générateurs de vapeur pour évacuer la chaleur transmise par le circuit primaire. L'alimentation de secours peut se faire à partir d'une turbopompe ou de deux motopompes aspirant dans un réservoir de stockage de l'eau déminéralisée.

renforcement de ce système, notamment face au séisme, a été un grand chantier dans le cadre des premiers réexamens de sûreté du palier 900 MWe dans les années 1990, les premières études probabilistes de sûreté ayant identifié sa défaillance comme un contributeur majeur au risque de fusion du cœur (cf. Chapitre 5). Enfin, si cette stratégie échoue, ou qu'elle n'est pas possible dans certaines configurations du réacteur, la logique des experts de l'IRSN est de basculer vers la stratégie EDF, celle dite du «gavé ouvert». Ainsi les experts de l'IRSN doublent la stratégie et les équipements à inclure dans le Noyau-dur. L'avantage de cette double stratégie pour les experts de l'IRSN est qu'elle permet d'assurer les trois fonctions de sûreté - maîtrise de la réactivité, refroidissement et confinement - et ainsi d'éviter l'accident de fusion du cœur dans des configurations extrêmes avant de penser à réduire les rejets dans le long terme. Au contraire, la stratégie proposée par les experts d'EDF ne permet pas d'éviter la fusion du cœur et conduit à l'ouverture des deuxième et troisième barrières de confinement avant la fusion du cœur. La robustesse d'ensemble du Noyau-dur tient en partie à cette double stratégie qui constitue deux lignes de défense, en partie indépendantes. En effet, la fiabilité des deux stratégies de conduite prises individuellement est relativement faible eu égard de la non-redondance des systèmes (une seule pompe, un seul réservoir, etc.), de l'utilisation d'équipements déjà existants et des nombreuses incertitudes entourant les conditions de fonctionnement réelles résultant de situations extrêmes. L'inconvénient de cette double stratégie est qu'elle démultiplie le nombre d'équipements à intégrer dans le Noyau-dur et par là la complexité, le coût et le délai de sa mise en œuvre ainsi que le risque d'interaction, potentiellement négative, avec le système déjà existant avec le dimensionnement considéré comme le premier volet de la démarche de sûreté.

La vision des experts de l'IRSN sur le Noyau-dur est beaucoup plus intégrative que celle de leurs homologues d'EDF. Pour ces derniers, le Noyau-dur est pensé comme un patch de nouveau contenu, mais qui n'intègre aucune modification à la démarche existante. Ce patch vise uniquement à réduire les rejets massifs sur le long terme. Certes, il y aurait fusion partielle du cœur et formation d'un corium, mais celui-ci serait suffisamment refroidi pour rester en cuve. Cela engendrerait des rejets importants de matières radioactives dans l'environnement, mais sur un laps de temps relativement limité. Ce qu'il est cherché à éviter est typiquement la situation de Fukushima où l'ensemble du combustible a fondu, où le corium a transpercé la cuve, puis le radier du bâtiment réacteur pour se retrouver dans l'environnement et émettre des rejets radioactifs pendant plusieurs semaines, mois et mêmes années. De plus, ce patch est pensé pour parer uniquement une situation similaire à Fukushima, qui est la perte prolongée des sources électriques et de refroidissement à la suite d'un événement naturel extrême. Tout le reste de la démarche de sûreté - la prévention de l'accident grave, la limitation des rejets radioactifs à court et long terme et la gestion d'un corium hors de la cuve - demeure le sujet du dimensionnement, qui est par ailleurs, soumis à la maintenance périodique via les réexamens de sûreté. Pour les experts de l'IRSN, à l'inverse, le Noyau-dur est, en plus d'être un patch de nouveaux contenus, un correctif, un dispositif multiniveau qui doit renforcer la robustesse à chaque étape de la démarche de

sûreté. Il s'agit d'améliorer la prévention contre la fusion du cœur et d'améliorer la limitation des rejets radioactifs à court et long terme face à des aléas naturels et des situations habituellement non prise en compte dans le dimensionnement.

Les deux visions institutionnelles, en train de se formaliser dans des voies divergentes, de ce que devrait être le Noyau-dur conduisent à de nombreuses divergences sur sa mise en œuvre pratique. La première d'entre elles est la liste des équipements, existants ou non, à inclure dans le périmètre du Noyau-dur. La deuxième tient aux exigences de conception ou de vérification de robustesse des équipements Noyau-dur à leur référentiel. La dernière est donc la définition de ce référentiel. Ces trois divergences sont en réalité tout à fait interdépendantes.

La différence de contenu des listes d'équipements Noyau-dur est effectivement dépendante de la stratégie de conduite envisagée. Celle-ci étant double dans la vision des experts de l'IRSN, l'une visant la prévention de la fusion du cœur et l'autre visant la limitation des rejets, le nombre d'équipements de la liste est en conséquence nettement plus élevé que du côté d'EDF. Au-delà de la liste des équipements essentiels à la ou aux stratégies de conduite du Noyau-dur, il faut ajouter l'ensemble des équipements dits « en interface », qui sont nécessaires au maintien des conditions de fonctionnement des dispositifs du Noyau-dur. Il peut s'agir d'éléments réceptacles comme le bâtiment réacteur ou le circuit primaire lui-même ; par exemple, si le bâtiment réacteur s'effondre, il n'est plus envisageable de mener une quelconque stratégie de conduite. Il peut s'agir d'équipements complémentaires, essentiels au fonctionnement d'un équipement, comme des accumulateurs, des chemins de câble ou le tube de transfert<sup>898</sup>. Il peut aussi s'agir de matériels de sauvegarde essentiels au maintien du milieu technique de la centrale comme le recombineur d'hydrogène ou le dispositif de chute des barres de contrôle. L'ensemble de ces équipements, Noyau-dur ou en interface, doivent être fonctionnels en condition extrême pour que la stratégie de conduite puisse se réaliser et apporter les résultats escomptés. Il faut noter également que la logique des experts de l'IRSN est de privilégier autant que possible la réalisation de nouveaux équipements. En effet, composer avec les équipements existants pose un certain nombre de difficultés. La première est bien évidemment que les équipements existants ne sont, par nature, pas dimensionnés pour résister aux aléas Noyau-dur. Certains d'entre eux possèdent néanmoins des marges de résistance au-delà de leur dimensionnement comme les experts d'EDF s'efforcent de le montrer depuis de nombreuses années. Mais, d'une part, ces marges sont difficiles à démontrer avec suffisamment de certitude et, d'autre part, si elles s'avéraient insuffisantes, des renforcements ou des remplacements ne sont pas toujours envisageables, du moins à moyens et temps impartis. La stratégie envisagée par les experts d'EDF pour les équipements existants devant résister à des aléas Noyau-dur est voulue progressive. Il s'agit d'évaluer dans un premier temps leur capacité de résistance aux aléas Noyau-dur. Si cette

---

<sup>898</sup> Le tube des transferts permet de charger et décharger les assemblages combustibles du cœur du réacteur à partir ou vers la piscine du bâtiment du combustible.

capacité n'est pas démontrée, ils envisagent alors un renforcement de l'équipement dans la mesure du possible, jugé en termes économiques. La position EDF est présentée par les experts de l'IRSN dans son avis de 2012 :

*« EDF indique que « les SSC [systèmes, structures et composants] existants du noyau dur feront l'objet d'une vérification de robustesse aux exigences du noyau dur et pourront le cas échéant être renforcés afin de réduire autant que possible leur risque de dysfonctionnement [...] ceci dans la mesure de la faisabilité de ces renforcements et à des conditions économiquement acceptables » ; le nombre limité de SSC valorisé dans le noyau dur « rends possible la résistance des matériels du noyau dur à des niveaux extrêmes d'aléas » »<sup>899</sup>*

Il transparait au travers de la stratégie EDF une logique de gestion de projet Noyau-dur à fond limité. La position EDF est de dire que : moins la liste des équipements Noyau-dur sera longue (appelé SSC pour systèmes, structures et composants dans la citation), plus il sera possible d'investir des moyens dans leur renforcement et donc dans le niveau d'aléa auquel ils pourront résister. Il devient plus clair ici en quoi les différentes étapes de définitions du Noyau-dur interagissent entre elles. Plus les aléas retenus dans la détermination du Noyau-dur seront importants, moins il y aura d'équipements existants potentiellement robustes. Soit il faudra en renforcer énormément, ce qui est contraint par les limites économiques d'EDF, soit l'incertitude dans la capacité réelle de l'équipement à fonctionner dans ces conditions sera grande. Avec un aléa trop élevé, la stratégie envisagée par les experts d'EDF, celle du pire, celle du « gavé ouvert » devient alors la seule envisageable. Ainsi le rappelle un expert de l'IRSN lors d'une réunion de réflexion interne :

*« IRSN : Pour aller tout à fait dans ton sens, si l'on prend un séisme correspondant au noyau dur très élevé, on va vers le gavé ouvert complet parce que tu auras trop d'incertitudes. Si tu veux avoir un noyau dur qui fasse de la prévention, il ne faut pas définir un niveau de séisme associé à un noyau dur trop élevé, sinon on ne discrimine plus rien »<sup>900</sup>*

Choisir un aléa sismique trop élevé pour le référentiel du Noyau-dur conduirait à allonger indéfiniment la liste des équipements, mais aussi des bâtiments, qui seront défailants ou en ruine à la suite de ce séisme. De la sorte, pour un aléa sismique très élevé, le nombre d'équipements et de bâtiments à renforcer serait tel que cela reviendrait en pratique à changer intégralement le dimensionnement des installations. Or l'objectif du Noyau-dur, pour les experts de l'IRSN comme d'EDF n'est pas celui-ci. À l'inverse, avec un aléa sismique faible, légèrement au-dessus du dimensionnement, une grande partie des équipements et bâtiments peuvent être considérés comme probablement fonctionnels ou du moins pas complètement détruits. Dans ce cas, la liste des équipements à intégrer dans le Noyau-dur peut être réduite aux seuls éléments essentiels à la stratégie de conduite. À mesure que l'aléa augmente donc, la liste des équipements à intégrer dans le Noyau-dur s'agrandit. Il devient alors particulièrement important de bien placer le curseur de l'aléa pour être suffisamment

---

<sup>899</sup> Ibid., p.44-45

<sup>900</sup> IRSN, « Rapport de synthèse de la Commission de Réflexion pour les Analyses relative aux aléas à considérer pour la définition des noyaux durs post-Fukushima », Rapport PSN-SRDS/2012-00006, p.91

conservatif vis-à-vis de la menace tout en restant discriminant, c'est-à-dire en ne conduisant pas à intégrer l'ensemble de l'installation dans le Noyau-dur. L'endroit où placer le curseur est alors crucial pour la réussite du Noyau-dur.

L'aléa sismique que proposent les experts d'EDF pour le Noyau-dur est celui utilisé dans leur dossier ECS, à savoir le séisme majoré de sécurité (SMS) des sites, multiplié par un facteur 1,5. De plus, pour certains sites, le spectre correspondant à ce  $1,5 \times \text{SMS}$  est lui-même majoré de sorte à être supérieur au spectre qui serait utilisé dans la conception des installations classées pour l'environnement. La publication au journal officiel de l'arrêté du 4 octobre 2010 relatif à la prévention des risques accidentels au sein des installations classées pour la protection de l'environnement soumises à autorisation fixant dans sa section II, les règles parasismiques applicables aux installations classées dites « à risque spécial » a été accompagnée de la parution d'une nouvelle carte d'aléa sismique pour la France métropolitaine. Cette carte est fondée sur une évaluation probabiliste et non déterministe de l'aléa sismique et a été effectuée, comme précédemment évoquée, par le bureau d'étude GEOTER (cf. Annexe 4). Pour certains sites nucléaires, l'application de l'arrêté pour la protection des industries à risques conduit à retenir des spectres d'aléa sismique plus importants que ceux utilisés par les experts d'EDF alors même que l'objectif assigné à ces industries est théoriquement plus faible que celui des centrales nucléaires<sup>901</sup>. Il ne faut pas pour autant en déduire que les centrales nucléaires sont moins robustes que les installations conventionnelles face à la menace sismique. En effet, comme il a été vu à plusieurs reprises dans ce manuscrit, les règles de calculs et de dimensionnement sont différentes dans les deux industries, et considérées généralement comme plus contraignantes dans l'industrie nucléaire (cf. Encadré 8, Chapitre 6). Pour autant, dans un souci d'affichage, les experts d'EDF ont majoré forfaitairement les spectres Noyau-dur des sites dont le spectre était inférieur à celui obtenu pour une installation conventionnelle existante (période de retour entre 3 000 et 5 000 ans). Ce choix conduit, pour les sites de Fessenheim, de Bugey et du Blayais, à appliquer un facteur de majoration d'environ 2 et pour le site de St Alban un facteur 3. Les raisons de cette référence à la réglementation des installations classées sont précisées dans l'avis de l'IRSN :

*« EDF a précisé que cette marge supplémentaire vise à ne pas souligner les contradictions existantes dans les approches réglementaires de détermination des PGA requis pour les différents types d'installations existantes (ICPE [Installation classée pour l'environnement] et INB [Installation nucléaire de base]) »<sup>902</sup>*

Une fois le spectre défini pour chaque site, les experts d'EDF envisagent d'une part d'utiliser un spectre enveloppe de tout ou partie des sites, sur le modèle du spectre de

---

<sup>901</sup> L'objectif probabiliste assigné aux industries à risque existantes est de résister à un séisme de période de retour 3000 et 5000 pour les nouvelles installations. Bien que l'industrie nucléaire n'utilise pas explicitement d'objectifs probabilistes en termes d'aléa sismique, la cible dans les règles et codes internationaux est généralement de 10 000 ans.

<sup>902</sup> IRSN, « Définition d'un noyau dur post-Fukushima pour les REP d'EDF : objectifs, contenu et exigences associées », Rapport IRSN N°2012-009, décembre 2012, p.164

dimensionnement défini par palier de réacteurs, pour les équipements nouveaux et, d'autre part de vérifier la robustesse des équipements Noyau-dur existants via une étude de type SMA (*Seismic Margin Assessment*). Il faut noter, et c'est un point important, que la seule étude SMA conduite sur le réacteur de Tricastin en 1999 ne visait pas à évaluer les marges de tous les équipements, mais là aussi d'une liste d'équipements correspondants à un scénario pour éviter la fusion du cœur. À l'époque, le scénario retenu avait déjà été celui dit du «gavé ouvert». Ce choix est d'ailleurs une des raisons principales qui fait que les experts de l'IRSN n'ont jamais jugé recevable cette étude. Néanmoins, le choix de la même stratégie de conduite du réacteur dans le Noyau-dur apporte l'immense avantage que la résistance des équipements essentiels à cette conduite a déjà été démontrée, selon les experts d'EDF, mais pas pour l'IRSN, pour des aléas supérieurs à ceux retenus dans le dimensionnement. Cette étude SMA était d'ailleurs un élément central pour démontrer la robustesse des installations EDF dans l'exercice ECS. La proposition EDF est dans la droite lignée des exercices ECS conduits en 2011. Avec cet aléa, cette méthode de vérification et les modifications déjà engagées sur les sites (notamment le Diesel d'ultime secours, la pompe U3 et le renforcement du dispositif de filtrage), le Noyau-dur peut pratiquement être considéré comme déjà efficient sur les centrales nucléaires.

L'aléa sismique retenu par les experts d'EDF ainsi que la démarche de démonstration de résistance des équipements du Noyau-dur existant ne convainc pas leurs homologues de l'IRSN. C'est en particulier le cas sur l'aléa sismique retenu et sur le caractère « significatif » de la marge qu'il fournit par rapport au séisme de référence, le séisme majoré de sécurité (SMS). Suite à la réunion de novembre 2011, les Groupes permanents ont estimé que l'aléa sismique du Noyau-dur devait présenter, sur la base des connaissances actuelles en sismologie et en mécanique, une marge significative et forfaitaire par rapport au référentiel en vigueur. Cet avis a été repris par l'Autorité de sûreté nucléaire dans sa décision de juin 2012, exprimé de la façon suivante :

*« L'exploitant soumettra à l'ASN les exigences applicables à ce noyau dur. Afin de définir ces exigences, l'exploitant retient des marges significatives forfaitaires par rapport aux exigences applicables au 1er janvier 2012 »<sup>903</sup>*

Pour les experts de l'IRSN, là où le bât blesse, dans la proposition EDF, c'est précisément sur le caractère significatif de la marge forfaitaire apportée par le facteur 1,5 apposé au SMS des sites. L'ensemble de l'avis de l'IRSN sur la thématique de l'aléa sismique consiste en l'établissement et l'utilisation d'une méthodologie permettant d'estimer le caractère significatif ou non des aléas retenus par les exploitants. De cette méthodologie découle le résultat du caractère non significatif de la proposition EDF. Il est intéressant de présenter en premier point la structuration de l'argumentation IRSN, qui est semblable à l'ensemble des

---

<sup>903</sup> ASN, « Décisions de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables aux sites électronucléaires français au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) », Décisions n°2012-DC-0274 à 2012-DC-0292, 2012, p.2

thématiques et qui montre le souhait de ne pas accorder trop tôt à EDF la définition même du Noyau-dur, de son rôle et de ses spécifications et modalités d'application.

L'avis des experts de l'IRSN débute chaque thématique par l'extrait d'un rapport d'enquête sur l'accident de Fukushima. De nombreux rapports d'enquête de l'accident ont été publiés autour de l'été 2012. Les experts de l'IRSN citent particulièrement deux rapports : le rapport officiel de la commission d'enquête indépendante sur l'accident nucléaire de Fukushima mandaté par le parlement japonais<sup>904</sup> et le rapport de l'*Institute of Nuclear Power Operations*, qui est une association d'exploitants américains qui fait également office d'agence de notation de la sûreté des installations nucléaires aux États-Unis<sup>905</sup>. Le fait de débiter systématiquement son avis par un extrait d'un rapport d'enquête dénote d'une volonté forte de la part des experts de l'IRSN de faire coller la définition du Noyau-dur aux leçons de l'accident. C'est également un argument pour maintenir ouvertes les décisions pratiques du Noyau-dur. En effet, les ECS, l'élaboration du Noyau-dur, la demande de l'Autorité de sûreté et la proposition des exploitants se sont déroulés avant même que tous les événements, que la cinétique précise du déroulé de l'accident ainsi que toutes les leçons de l'accident du 11 mars 2011 soient établies. Ainsi, les experts de l'IRSN ne veulent pas clore tout de suite la définition du Noyau-dur et souhaitent insister sur son adéquation avec les leçons de l'accident. Dans le cas de l'aléa sismique, les experts de l'IRSN articulent leçon de l'accident, définition du Noyau-dur et position vis-à-vis de la proposition de l'exploitant de la façon suivante. En premier point, les experts de l'IRSN présentent un extrait du rapport et la leçon générale à en tirer :

*« Le séisme et le tsunami du 11 mars sont des catastrophes naturelles qui ont choqué le monde entier. Bien qu'il ait été déclenché par ces cataclysmes, l'accident de Fukushima Daiichi qui s'en est suivi ne peut pas être considéré comme une catastrophe naturelle. Ce fut un désastre d'origine spécifiquement humaine – qui aurait pu et aurait dû être prévu et empêché »* extrait du rapport de la commission d'enquête indépendante sur l'accident nucléaire de Fukushima.

*L'accident de Fukushima a rappelé en effet à quel point les installations nucléaires pouvaient être vulnérables aux agressions externes extrêmes, et à leurs effets induits. La commission d'enquête indépendante sur l'accident nucléaire de Fukushima souligne aussi la responsabilité des organisations, dans la non-prise en compte de phénomènes naturels, pourtant connus, mais considérés jusqu'alors comme « inimaginables » »<sup>906</sup>*

Par cette entrée en matière les experts de l'IRSN soulignent le fait que l'accident de Fukushima révèle la responsabilité des exploitants et des organismes de régulation du risque nucléaire dans le fait d'avoir considéré comme « inimaginable » sur le site de Fukushima des aléas naturels pourtant connus ; des tsunamis de 15 mètres de haut ne sont pas rares au

---

<sup>904</sup> NAIIC, "The Official Report of the Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission", The National Diet of Japan, juillet 2012

<sup>905</sup> INPO, « Lessons learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station » INPO 11-005 Addendum, Revision 0, August 2012

<sup>906</sup> IRSN, « Définition d'un noyau dur post-Fukushima pour les REP d'EDF : objectifs, contenu et exigences associées », Rapport IRSN N°2012-009, décembre 2012, p.160



Japon, notamment dans la partie Nord de l'île d'Honshu. De la sorte, les experts de l'IRSN invitent dans le cadre du Noyau-dur à « imaginer l'inimaginable » pour reprendre la formule du directeur de l'institut d'alors<sup>907</sup>. Au-delà de cette formule, il s'agit pour les experts de l'IRSN d'explorer la limite des connaissances sur les aléas possibles autour des sites nucléaires afin de pouvoir juger du caractère significatif ou non de l'aléa retenu pour le Noyau-dur. Pour juger de ce caractère significatif, les experts de l'IRSN estiment que l'aléa Noyau-dur ne peut être simplement défini par une majoration de l'aléa de référence, le SMS, mais qu'il doit être rapporté à un scénario sismique pour en évaluer son caractère imaginable ou non. Il est ainsi écrit dans l'avis de l'IRSN que :

*« L'IRSN considère qu'il est nécessaire qu'EDF définisse le type de séisme (séisme associé à la sismicité historique avec ou sans prise en compte de la variabilité du mouvement sismique, séisme avec des probabilités de dépassement inférieures à 10-4/an, 5.10-5/an ou 10-5/an, séisme associé à des failles géologiques répertoriées...), non pris en compte dans la démonstration de sûreté actuelle, auxquels le noyau dur doit être en mesure de faire face »<sup>908</sup>*

Pour les experts de l'IRSN, il est important que l'aléa sismique du Noyau-dur soit rapporté à un scénario sismique. C'est seulement comme cela que pourrait être vérifié le caractère significatif de la marge utilisée dans la détermination de l'aléa Noyau-dur. Ainsi, les experts de l'IRSN demandent à leurs homologues d'EDF, lors de la phase d'échange technique, de justifier le caractère significatif de leur marge en traduisant leurs spectres Noyau-dur en scénario sismique. Les experts de l'IRSN proposent à ce titre plusieurs pistes possibles pour la définition de ce scénario qui pourrait être utilisé par les experts d'EDF pour justifier leurs choix :

- Un scénario correspondant à la méthodologie du référentiel avec prise en compte des incertitudes liées à la variabilité du phénomène. Ce scénario est typiquement celui d'un spectre SMS obtenu non par le résultat moyen de la loi d'atténuation, mais le résultat médian plus un écart-type (SMS+ $\sigma$ ) ;
- Un scénario correspondant à une période de retour supérieure à celle du référentiel. Typiquement, des valeurs cibles pourraient être 50 000 ou 100 000 ans, tandis que le référentiel est supposé être équivalent à une période de retour de 10 000 ans ;
- Un scénario associé au plus grand séisme physiquement possible établi par l'étude des failles dans un rayon de 50 km autour des sites. Il s'agit typiquement du séisme maximum physiquement possible (SMPP) utilisé pour le dimensionnement du centre souterrain de stockage de déchets à vie longue Cigéo.

De manière générale, pour les experts d'EDF, l'aléa Noyau-dur étant forfaitaire et défini par rapport au référentiel en vigueur, il n'y a pas lieu d'établir des scénarii sismiques associés. Pour les experts de l'IRSN, même s'ils confirment que l'aléa Noyau-dur n'a pas vocation à être nécessairement rattaché à un scénario en tant que tel, du fait de sa nature forfaitaire, la justification de son caractère significatif l'y oblige. Durant la phase d'échanges techniques

---

<sup>907</sup> Figaro, « Accident nucléaire : « Il faut imaginer l'inimaginable » », Interview de Jacques Repussard, 17 juin 2011

<sup>908</sup> IRSN, « Définition d'un noyau dur post-Fukushima pour les REP d'EDF : objectifs, contenu et exigences associées », Rapport IRSN N°2012-009, décembre 2012, p.161

précédant la rédaction de l'avis de l'IRSN et l'examen par le Groupe permanent réacteur, les experts de l'IRSN ont demandé à plusieurs reprises à leurs homologues de justifier ces spectres au regard des scénarii sismiques présentés ci-dessus. Les experts d'EDF ont systématiquement refusé estimant d'une part que les SMPP n'ont pas de caractère réglementaire pour les installations nucléaires de base et qu'il n'y a pas encore de méthodologie bien établie pour leur définition ; s'agissant de la prise en compte des incertitudes liées à la règle fondamentale de sûreté, le projet SIGMA apportera des éclaircissements qui auront vocation à être utilisés dans la mise à jour du référentiel ; s'agissant de la cible probabiliste, les experts d'EDF estiment que la démarche française est déterministe et qu'il n'y a pas lieu d'exprimer l'aléa Noyau-dur en termes de périodes de retour. Le dialogue technique sur la question des aléas sismiques, dont on a vu la disjonction du processus de maintenance de la robustesse au chapitre précédent, n'est toujours pas rétabli entre les experts d'EDF et de l'IRSN. En fin de compte, les experts de l'IRSN estiment, à défaut d'échanges techniques viables, que leurs homologues d'EDF n'ont pas apporté les éléments suffisants permettant de juger du caractère significatif de la marge associée à l'aléa Noyau-dur. Les experts de l'IRSN concluent ainsi qu'EDF n'a ni défini le type de scénarii sismiques auxquels le noyau dur doit être en mesure de faire face ni apporté les éléments de justification nécessaires pour permettre à l'IRSN de se prononcer favorablement sur le caractère significatif des majorations apportées<sup>909</sup>.

Les experts de l'IRSN ne s'arrêtent pas à la critique du manque de justification de la proposition EDF et mettent en avant leur propre évaluation du caractère significatif ou non de la marge utilisée par les experts d'EDF. En l'occurrence, ils ont proposé une évaluation correspondant aux différents scénarii détaillés plus haut et les ont comparés avec le spectre EDF pour le Noyau-dur. Les experts de l'IRSN ont rassemblé les spectres Noyau-dur des différents sites EDF en trois zones de sismicité différentes. La zone de sismicité 1 correspond aux sites les moins sismiques qui présentent un spectre Noyau-dur médian calé à 0,2g à fréquences infinies ; les zones de sismicité 2 et 3 ont toutes les deux un spectre Noyau-dur médian calé à 0,3g à fréquence infinie, par contre la zone de sismicité 3 présente, en moyenne, des spectres plus riches en basse fréquence (cf. Figure 33). Ensuite, les experts de l'IRSN ont comparé pour chaque zone, la valeur médiane des spectres Noyau-dur proposés par leurs homologues d'EDF avec les spectres calculés pour différents scénarii sismiques (scénario SMPP appelé « FAULT\_SIZE », scénario SMS +  $\sigma$  appelé « SMS - OPERATOR - E = 1 », scénario SMS ++ correspondant à une majoration de 1 point de magnitude du SMS et deux scénarii probabilistes avec période de retour 50 000 ans utilisant des paramétrages différents appelés « PSHA-MATE » et « PSHA-ZONELESS »). Le résultat de cette intercomparaison pour les experts de l'IRSN est que, de manière générale, les spectres Noyau-dur EDF sont trop faibles à basse fréquence (en dessous de 6 Hz) pour les 3 zones de sismicité. Pour les fréquences plus élevées (au-dessus de 6 Hz), les spectres EDF sont du même ordre

---

<sup>909</sup> Ibid., p.166

de grandeur que les autres pour les zones de sismicité 1 et 2, mais trop faibles pour la zone de sismicité 3.

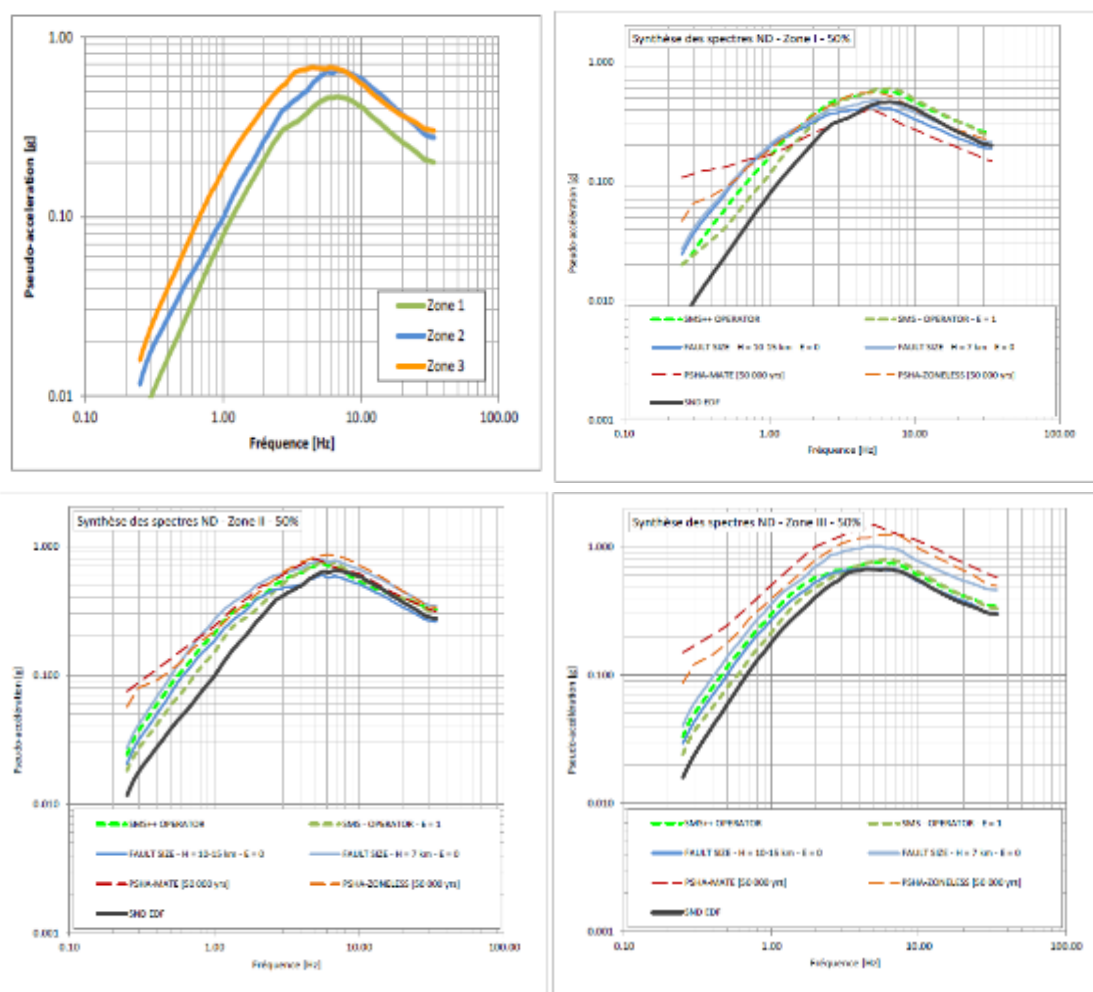


Figure 33 : Représentation graphique du caractère non significatif des spectres Noyau-dur retenus par EDF. En haut à gauche, le graphique représente des spectres moyens issus du regroupement de certains sites en zones de sismicité relativement homogènes. En haut à droite, la comparaison du spectre Noyau-dur moyen retenu par EDF pour les sites de la zone 1 par rapport à différents scénarii sismiques établis par l'IRSN. En bas à gauche, le même graphique pour la zone de sismicité 2 et bas à droite, pour la zone de sismicité 3 (source : IRSN, « Définition d'un noyau dur post-Fukushima pour les REP d'EDF : objectifs, contenu et exigences associées », Rapport IRSN N°2012-009, décembre 2012, p.168-172)

L'étude IRSN n'a, à l'origine, pas vocation à proposer un aléa pour le Noyau-dur, mais à tester le caractère significatif de la marge forfaitaire adoptée par les experts d'EDF. Pour les experts de l'IRSN, la pratique proposée par leurs homologues d'EDF ne conduit pas à une marge suffisamment significative sur l'ensemble des sites. Généralement, c'est la forme des spectres retenus, pauvre en basses fréquences (en dessous de 6Hz), qui est considérée comme l'aspect le plus problématique. Cela est dû au fait de déterminer l'aléa du Noyau-dur par majoration des spectres SMS des différents sites. En effet, ces spectres sont issus d'un nombre limité de séismes historiques, majorés certes, mais qui présentent individuellement une

gamme de fréquences relativement étroite. Ainsi la majoration de ces spectres de référence conduite à majorer les mouvements, mais en conservant la gamme de fréquences des séismes historiques. Pour les experts de l'IRSN, l'utilisation de spectres adaptés au site, issus de l'étude de séismes historiques, est judicieuse pour la vérification de la robustesse des installations existantes, mais pas pour la conception d'un nouveau dispositif. La variabilité du phénomène sismique ainsi que de la propagation des ondes dans le sol font qu'il est relativement peu probable qu'un séisme futur ait la même signature fréquentielle que les séismes passés, eux-mêmes connus avec une certaine incertitude. Ainsi, les experts de l'IRSN estiment qu'il faudrait retenir un spectre pour le Noyau-dur qui couvre cette variabilité, à la façon du spectre de dimensionnement utilisé lors de la conception des centrales nucléaires. Les experts d'EDF ne sont pas complètement opposés à cette logique. D'ailleurs, ils ont informé leurs homologues que les nouveaux équipements du Noyau-dur seront conçus sur la base de la pratique historique qui vise à définir des spectres standardisés, regroupés par palier ou par regroupement de sites à la sismicité comparable et d'utiliser les méthodes de conception habituelle du nucléaire. Bien que le ou les spectres standards ne soient pas encore déterminés, et que par ailleurs les experts d'EDF envisagent la mise en place de systèmes d'isolation parasismique pour ces nouveaux équipements, ils précisent que leur définition se fera selon un compromis technico-économique. Il est ainsi précisé dans l'avis de l'IRSN que :

*« Par ailleurs, compte tenu de la variabilité des niveaux SND [séisme Noyau-dur] et de manière analogue à la démarche « palier » retenue à la conception des réacteurs en exploitation, un regroupement de sites peut être réalisé afin de définir un spectre enveloppe des niveaux SND de sites considérés. EDF précise que ces spectres enveloppes sont définis avec l'objectif d'arriver à un compromis technico-économique en termes de mise en œuvre et de faisabilité. Toutefois, pour les sites où les niveaux SND sont les plus élevés, EDF indique que, si un dimensionnement conventionnel n'est pas possible dans des conditions technico-économiques acceptables, des méthodes « plus réalistes » pourront être utilisées pour dimensionner les structures et équipements nouveaux du noyau dur »<sup>910</sup>*

La logique des experts d'EDF est de définir des spectres suffisamment enveloppes pour couvrir plusieurs spectres Noyau-dur, mais pas nécessairement l'ensemble des sites. Pour certains sites, qui présenteraient des dépassements du spectre de dimensionnement Noyau-dur, les experts d'EDF envisagent d'employer des spectres plus élevés tout en adaptant les méthodes de conception. Les méthodes de conception utilisées dans le nucléaire présentent de nombreuses marges du fait notamment de la non-prise en compte de l'effet des non-linéarités ou de la ductilité dans la dissipation de l'énergie du mouvement sismique ainsi que des effets du radier comme filtre du mouvement sismique pour les hautes fréquences (cf. Chapitre 4 à 7). Le caractère conservatif de ces méthodes de conception est considéré comme un gage de sûreté dans la sphère nucléaire, notamment par les experts de l'IRSN et certains membres des Groupes permanents d'experts. Toutefois, depuis les années 1990 de nouvelles méthodes jugées plus « réalistes » par les experts d'EDF ont été développées et ont acquis un

---

<sup>910</sup> Ibid., p.207

cachet réglementaire pour les autres industries à risques depuis l'application des Eurocodes en France (cf. Annexe 4). Ainsi, pour les sites qui seraient hors du standard, les experts d'EDF proposent d'utiliser des méthodes « plus réalistes » pour concevoir les équipements nouveaux du Noyau-dur dans l'optique de respecter les contraintes économiques qui sont les siennes. Par contre, pour les équipements existants du Noyau-dur ou en interface, les experts d'EDF envisagent d'utiliser les spectres Noyau-dur adaptés aux différents sites pour vérifier leur robustesse et non pas des spectres enveloppes ou standardisés. De plus, la vérification de robustesse des équipements existants du Noyau-dur est envisagée par les experts d'EDF par l'utilisation des études de type SMA (*Seismic Margin Assessment*). La démarche consiste à estimer les capacités sismiques<sup>911</sup> des équipements Noyau-dur existants et de vérifier ensuite que ces capacités couvre le niveau sismique Noyau-dur de chaque site. Pour démontrer la robustesse, ils envisagent ici aussi d'utiliser des méthodes « réalistes » pour valoriser les capacités de plier sans rompre des équipements (leur ductilité).

Qu'il s'agisse des équipements neufs, existants ou en interface, les experts de l'IRSN sont *a priori* plutôt réfractaires à l'utilisation de ces méthodes réalistes. Ils estiment essentiel d'utiliser dans la mesure du possible les méthodes usuelles de conception pour assurer que les équipements fonctionneront effectivement lors d'une situation extrême. Pour autant, cette position n'est pas radicale, mais ils estiment que les experts d'EDF doivent réserver ce genre d'étude aux seuls équipements existants ou en interface dont la robustesse n'aurait pas été démontrée par les méthodes usuelles et pour lesquelles des travaux de renforcement ne sont pas envisageables. Il est ainsi écrit dans l'avis de l'IRSN que :

*« En tout état de cause, l'IRSN estime nécessaire qu'EDF n'utilise des méthodes dites « réalistes » et acceptées que lorsque les critères de dimensionnement ne pourraient pas être respectés ou que des renforcements adéquats ne seraient pas envisageables »<sup>912</sup>*

Pour les experts de l'IRSN, même si les spectres Noyau-dur adaptés aux sites ne sont utilisés que pour la vérification de la robustesse des équipements existants, ils n'en demeurent pas moins insuffisamment riches en basses fréquences. En effet, selon eux, déterminer ces spectres par majoration des spectres SMS conduit à borner la représentation du phénomène sismique aux séismes historiques connus. Or pour les experts de l'IRSN, le principe même du dimensionnement du Noyau-dur est de protéger une liste d'équipements à des aléas de plus grande ampleur que ceux retenus dans le dimensionnement de base. Or cela conduit à prendre en compte des séismes qui ont une période de retour plus grande que celle couverte par les séismes historiques et qui auraient alors, potentiellement, une magnitude plus importante que les séismes historiques connus et, par conséquent, un contenu fréquentiel plus riche en basses fréquences. De la sorte, il ne faut pas, selon eux, conserver le contenu

---

<sup>911</sup> Il s'agit de la capacité HCLPF (*High Confidence of Low Probability of Failure*) correspond au niveau d'accélération maximale pour lequel l'équipement a une probabilité de défaillance inférieure ou égale à 5% avec un niveau de confiance supérieur ou égal à 95%.

<sup>912</sup> Ibid., p. 225

fréquentiel des séismes connus pour représenter des séismes encore inconnus des archives. Il est ainsi précisé dans leur avis que :

*« À cet égard, le choix fait par EDF de calquer la forme spectrale du SND sur celle du SMS semble, d'un point de vue méthodologique, contestable. En effet, la démarche décrite par la RFS 2001-01 se fonde essentiellement sur l'analyse de la sismicité historique et n'est pas, en ce sens, à même de capter les plus forts séismes dont les temps de récurrence dépassent notablement la période d'observation historique (typiquement plusieurs milliers d'années). Or de tels évènements se caractérisent par un contenu fréquentiel plus riche à basse fréquence, ce dont ne peut pas rendre compte un SMS majoré par un coefficient. L'IRSN considère qu'il conviendrait d'« élargir » le spectre afin de tenir compte des caractéristiques des scénarii auxquels le noyau dur doit pouvoir faire face »<sup>913</sup>*

Mise à part la forme spectrale, le niveau même de l'accélération de calage du spectre à fréquence infinie semble, aux experts de l'IRSN, insuffisant pour certains sites. En effet, l'étude de vérification du caractère significatif de la marge proposée par les experts d'EDF a été effectuée en regroupant les sites en trois groupes, mais pris individuellement certains spectres Noyau-dur présentent des sous-estimations générales, à fréquences basses comme hautes, par rapport aux différents scénarii sismiques explorés par les experts de l'IRSN. Ces derniers recommandent alors que leurs homologues augmentent, pour les sites considérés, les valeurs d'ancrage des spectres Noyau-dur. Il s'agit des sites de Nogent-sur-Seine, Saint-Laurent-des-Eaux, Blayais, Flamanville, Chooz, Saint-Alban, Bugey et de Fessenheim. Lors de la phase d'échanges techniques, les experts de l'IRSN ont ainsi effectué une double demande à l'égard de leurs homologues : élargir la gamme de fréquences du spectre Noyau-dur et augmenter les valeurs d'ancrage des sites présentant des spectres inférieurs à ceux obtenus par l'ensemble des méthodes utilisées par les experts de l'IRSN<sup>914</sup>.

Les experts d'EDF s'opposent catégoriquement à la demande de l'IRSN. Et pour cause, les deux versants de la problématique de la robustesse parasismique dans la proposition des experts d'EDF sont indissociables. En particulier, la forme spectrale des aléas Noyau-dur entraîne des dépassements maîtrisés des spectres de dimensionnement des différentes centrales nucléaires. Adosser le spectre Noyau-dur au SMS engendre le paradoxe que pour certains sites et certaines fréquences, le spectre Noyau-dur est inférieur au spectre de dimensionnement (cf. Figure 34). De la sorte, les équipements Noyau-dur seraient théoriquement moins robustes que les équipements du dimensionnement.

---

<sup>913</sup> Ibid., p.166-167

<sup>914</sup> Ibid., p.173

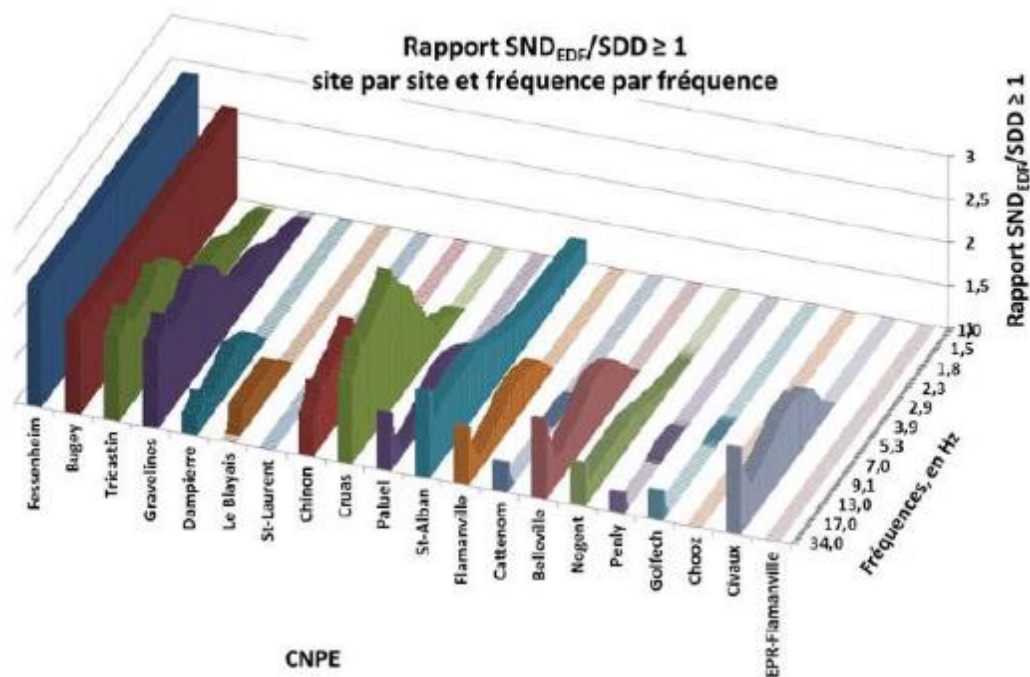


Figure 34 : Représentation graphique du rapport entre le spectre Noyau-dur (SND) et le spectre de dimensionnement (SDD) pour les sites des centrales nucléaires de production d'électricité en fonction de la fréquence (source : IRSN, « Définition d'un noyau dur post-Fukushima pour les REP d'EDF : objectifs, contenu et exigences associées », Rapport IRSN N°2012-009, décembre 2012, Annexe 8.4, p.269)

Pour cinq sites, les spectres Noyau-dur sont supérieurs au spectre de dimensionnement sur l'ensemble des fréquences (Saint-Alban, Bugey, Gravelines, Tricastin et Fessenheim). Pour les autres sites, les dépassements sont concentrés uniquement dans les fréquences relativement élevées (au-dessus de 4 Hz). Or l'incidence de tels dépassements à haute fréquence est l'objet de débats entre les experts d'EDF et de l'IRSN depuis le milieu des années 1970 (cf. Chapitre 4). Depuis le tournant des années 2000, les experts d'EDF ont constitué un dossier d'études tendant à prouver la moindre nocivité des mouvements à haute fréquence sur les installations nucléaires. Or, une partie de cette démonstration est portée par l'hypothèse de la plus grande dissipation de l'énergie des mouvements à haute fréquence par des petites déformations plastiques, phénomène qui peut n'être mis en évidence que par les méthodes d'analyse « réalistes ». Prise dans l'autre sens, l'utilisation des méthodes qualifiées de « plus réalistes » par les experts d'EDF conduit à démontrer qu'une part importante des mouvements hautes fréquences est atténuée par des petites déformations sans impact sur l'intégrité ou le fonctionnement des équipements. Les mouvements à haute fréquence représentant l'essentiel des dépassements du spectre de dimensionnement par le spectre Noyau-dur pour de nombreux sites, la prise en compte de ces méthodes permet de démontrer la robustesse d'une part importante des équipements existants ou en interface sur les différents sites. Mais tout cela est valable si et seulement si l'aléa Noyau-dur est riche en hautes fréquences, ce qui est le cas en adossant sa détermination sur les SMS des sites. La stratégie des experts d'EDF est une stratégie d'ensemble et ses représentants ne voient pas de

raison de mettre en question l'aléa sismique retenu pour le Noyau-dur dans la mesure où il juge que l'aléa donné par l'application de la RFS 2001-01 est déjà pourvoyeur de marge et vecteur de robustesse en soit et que, de toute façon, le Noyau-dur n'est pas le lieu de discuter de la validité du référentiel. Pour les experts d'EDF, l'étude de IRSN, l'utilisation des différents scénarii sismiques est une pratique qui relève du débat d'expert, incompatible avec la définition pressante du Noyau-dur, mais qui a toute sa place dans le cadre de la révision du référentiel pour le projet d'extension de la durée de fonctionnement<sup>915</sup>. La position des experts d'EDF est de dire que les méthodes IRSN ne sont pas validées, n'ont pas fait l'objet d'une instruction entre les différents propriétaires de la conviction vis-à-vis du caractère robuste des centrales nucléaires. Une telle critique se retrouve sur l'autre versant de la robustesse parasismique, mais en inversant les rôles. En effet, ce sont les experts de l'IRSN qui estiment que les méthodes SMA proposées par leurs homologues d'EDF dans le cadre du Noyau-dur ne sont pas encore validées, n'ont pas fait l'objet d'une instruction aboutie. Ils proposent alors de repousser leur utilisation aux prochains réexamens de sûreté du palier 900 MWe incluant le projet d'extension de la durée de fonctionnement. En attendant, les experts de l'IRSN préconisent l'utilisation autant que possible des méthodes usuelles du nucléaire. Il est ainsi écrit dans l'avis de l'IRSN que :

*« L'IRSN estime donc, à ce stade, que les méthodes « SMA ou EPS séisme » et les données retenues pour la vérification de la robustesse sismique des structures et des équipements nécessitent des analyses complémentaires afin de disposer d'une démarche opérationnelle. Une instruction détaillée de ces méthodes et de leur application, sur les réacteurs du parc français, devra être engagée avec EDF en amont des quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe pour en apprécier le potentiel. Dans le cadre de la vérification de la tenue du noyau dur aux agressions, l'IRSN estime donc nécessaire qu'EDF privilégie, en lieu et place des méthodes « SMA ou EPS séisme », une démarche conventionnelle de dimensionnement des structures et équipements du noyau dur existants et en interface avec celui-ci »<sup>916</sup>*

L'incohérence logique entre les deux positions des deux organismes sur les deux versants de la robustesse parasismique cache en réalité une cohérence de position par rapport au Noyau-dur. En effet, les deux positions IRSN ont en commun de conduire à une plus grande robustesse du Noyau-dur. L'utilisation de méthodes d'évaluation de l'aléa encore non validées a pour effet de démontrer l'insuffisance du caractère significatif de la marge apportée par la proposition EDF. L'utilisation de la méthode IRSN conduirait alors à augmenter les spectres de mouvement sismique associés au Noyau-dur. De même, l'utilisation des méthodes usuelles de conception et de vérification du comportement des équipements et bâtiments aux sollicitations sismiques garantissent, pour les éléments du Noyau-dur, une plus grande garantie de la robustesse effective pour les aléas considérés. Inversement, les positions EDF trahissent une volonté de minimiser la robustesse du Noyau-dur. Ces positionnements

---

<sup>915</sup> Ibid., p.173-174

<sup>916</sup> Ibid., p. 218



montrent alors une différence de fond sur l'importance relative accordée au Noyau-dur et sur son articulation avec le processus de maintenance courant.

Pour les experts d'EDF, le processus de maintenance classique du dimensionnement par les réexamens de sûreté est l'outil principal visant à maintenir dans le temps la robustesse des installations nucléaires. L'intégration du projet d'extension de durée de fonctionnement dans les prochains réexamens de sûreté est un facteur supplémentaire garantissant à cette échéance une maintenance suffisamment poussée pour autoriser le fonctionnement de ses installations d'au moins 10 années supplémentaires. Le processus Noyau-dur, à l'inverse, est un dispositif annexe, complémentaire, mais utile uniquement dans certaines situations spécifiques très improbables. Il n'y a donc pas lieu de lui accorder plus d'importance et de crédit, au double sens du mot, dans le processus général de maintenance pour le futur des installations nucléaires. Les experts de l'IRSN ont une vision inverse de cette répartition entre les deux processus. Le Noyau-dur est l'élément nouveau essentiel à la réparation de la conviction dans la robustesse des installations nucléaires. Désormais, après Fukushima, les exigences nécessaires à l'établissement de cette conviction passe nécessairement par la mise en place d'un Noyau-dur étendu, robuste fiable permettant d'assurer avec un niveau de confiance important la robustesse des installations existantes face à l'ensemble des situations non prises en compte dans le dimensionnement. À la limite, l'ensemble des évolutions, améliorations et renforcements prévus dans le cadre du projet d'extension de la durée de vie et même l'ensemble du processus de maintenance courante doivent désormais embrasser les exigences du Noyau-dur. Les experts de l'IRSN estiment par exemple que tous les nouveaux équipements prévus dans le cadre des prochains réexamens de sûreté, notamment pour limiter les conséquences radiologiques en cas d'accident, devront faire partie du Noyau-dur et donc être dimensionnés selon les mêmes exigences<sup>917</sup>.

En conclusion de leur avis, les experts de l'IRSN se montrent en désaccord avec la proposition EDF de définition du Noyau-dur, aussi bien sur les objectifs qui lui sont associés, que sur son contenu ou sur les modalités et spécifications associées à sa réalisation. Les experts de l'IRSN estiment en outre que leurs homologues d'EDF ont une vision trop restrictive du dispositif. Il est considéré comme un patch de contenu supplémentaire visant à remédier à une interprétation très restrictive de l'accident de Fukushima en attendant le début du véritable dossier important concernant la maintenance de la robustesse de ses installations, l'aboutissement du projet d'extension de durée de fonctionnement à échéance du prochain réexamen de sûreté des réacteurs du palier 900 MWe. Les experts de l'IRSN ont une vision inverse en quelque sorte : le Noyau-dur est le véritable dossier de maintenance, engageant la réparation de la conviction au fondement de la robustesse des installations en fonctionnement, et pas uniquement celles atteignant prochainement la limite de leur durée de vie initialement prévue. De ce fait, les experts de l'IRSN encouragent à la réalisation d'une vision beaucoup plus ambitieuse du Noyau-dur, de laquelle l'extension de la durée de

---

<sup>917</sup> Ibid., p.75

fonctionnement devra s'accommoder. Face à cette opposition radicale, les experts de l'IRSN s'en remettent, dans leur avis, à la sagesse du Groupe permanent réacteur. L'avis de l'IRSN se conclut effectivement de la façon suivante :

*« L'IRSN estime que l'objectif retenu pour le noyau dur, d'absence d'« effets durables dans l'environnement », tel que proposé par EDF, n'est pas assez ambitieux. Il doit a minima être complété par un objectif de limitation des rejets pendant la phase d'urgence ; plus globalement, les objectifs radiologiques associés au noyau dur devront, à terme, du point de vue de l'IRSN, être cohérents avec ceux déjà retenus pour les réacteurs du parc en exploitation à l'échéance des prochains réexamens de sûreté, ainsi que pour l'EPR »<sup>918</sup>*

Il y a eu un véritable effort de la part des experts de l'IRSN pour garder ouverte la conception du Noyau-dur et ne pas cristalliser trop tôt les choix et propositions EDF. Par la référence permanente à l'accident de Fukushima et aux nouvelles leçons tirées des rapports d'enquête publiés à l'été 2012, il y a eu une véritable argumentation allant en faveur d'une revisite du concept de Noyau-dur à l'aune des apprentissages les plus récents. Sur de nombreux aspects du Noyau-dur, les experts de l'IRSN apportent des contre-propositions ou à défaut des mises en exergue des insuffisances de la proposition de Noyau-dur EDF. L'examen par le Groupe permanent de l'avis de l'IRSN à la fin de l'année 2012 a été l'occasion de rouvrir l'ensemble des questions sous-tendant la conception du Noyau-dur, de son objectif même, à son intrication dans la démarche générale de sûreté en passant par les modalités pratiques de sa mise en œuvre.

### 9.1.2. De l'impossibilité de concevoir un dispositif simple et rapide

La volatilité du concept de Noyau-dur à la fin de l'année 2012 est soulevée par le vice-président du Groupe permanent réacteur en ouverture de la réunion du 13 décembre 2012<sup>919</sup>. Entre la vision des experts de l'IRSN qui considèrent que le Noyau-dur doit comporter deux lignes de défense (une relative à la prévention de l'accident et l'autre relative à la limitation des rejets) et celle des experts d'EDF qui considèrent uniquement une ligne de défense relative à la limitation des rejets si un accident grave se produit malgré tout, il existe d'autres possibilités. Le vice-président du Groupe permanent exprime que selon lui, le Noyau-dur ne doit comporter qu'une seule ligne de défense, mais que néanmoins celle-ci doit être plutôt orientée vers la prévention de l'accident. De ce fait, il se montre plutôt contre la position des experts EDF et la stratégie de conduite qu'ils proposent en «gavé ouvert ». Cette position est largement partagée au sein du Groupe permanent. En particulier, le fait d'ouvrir volontairement les deux dernières barrières de confinement des centrales nucléaires paraît

---

<sup>918</sup> Ibid., p.227

<sup>919</sup> ASN, « Relevé des discussions de la réunion GPR du 13/12/2012 Mise en place d'un noyau dur post-Fukushima sur les réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », CODEP-MEA-2013-047399, 19 août 2013, p.7

contraire au principe même de sûreté. Ainsi un membre du Groupe permanent prend la parole pour confirmer la nécessité de déplacer l'objectif du Noyau-dur de la limitation des rejets vers la prévention de l'accident :

*« J'ai été extrêmement surpris, pour ne pas dire plus, quand j'ai pris connaissance de la position d'EDF dans le rapport IRSN. Rajouter une ligne de défense qui consiste à ouvrir la deuxième barrière et la troisième barrière sans apporter la preuve que la première est intacte me paraît quand même contraire à toutes les bases de la sûreté. À cet égard, je partage tout à fait l'analyse qu'a faite l'IRSN. Le premier objectif qui est donné au noyau dur tel que dit par le groupe permanent il y a un an et repris par l'ASN, c'est bien la prévention de la fusion du cœur, donc je suis tout à fait en faveur de cette recommandation »<sup>920</sup>*

La position IRSN est en réalité de doubler la ligne de défense EDF par une ligne supplémentaire réservée à la prévention, mais pas de la remplacer. Pour les experts d'EDF, une telle position est inenvisageable. De ce fait, si le Groupe permanent s'accorde à recommander une stratégie fondée sur la prévention de l'accident, pour les experts d'EDF, cela signifie d'abandonner sa stratégie initiale. Une recommandation des experts de l'IRSN (appelée R2) est d'ajouter au Noyau-dur la conduite par le refroidissement du circuit primaire via l'injection d'eau dans les générateurs de vapeur. Pour les experts d'EDF, cette stratégie de conduite est aussi une priorité, mais qui est de l'ordre du dimensionnement et donc incluse dans le cadre du projet d'extension de la durée de fonctionnement. Néanmoins, puisque les experts de l'IRSN et les membres du Groupe permanent s'accordent à dire qu'il faut que le Noyau-dur vise la prévention de la fusion du cœur, les experts d'EDF concèdent son intégration au Noyau-dur. Toutefois, pour eux, cela veut bien dire l'abandon de la conduite dite « gavé ouvert », car ils refusent que le Noyau-dur soit fait d'une double ligne de défense<sup>921</sup>. L'acceptation de cette recommandation par le Groupe permanent et par l'exploitant s'est faite sans susciter trop de débats. Par contre, les implications de cette recommandation sur les suivantes ont, elles, soulevé des contradictions importantes. La recommandation suivante (appelée R3) porte sur la demande des experts de l'IRSN à l'égard de leurs homologues d'EDF d'inclure dans le périmètre du Noyau-dur tous les dispositifs de limitation de rejets en cas de fusion du cœur initialement prévus dans le cadre du projet d'extension de la durée de fonctionnement. Il s'agit notamment du dispositif de filtration en cas de dépressurisation de l'enceinte de confinement, de la pompe d'injection d'eau borée dans la cuve ainsi que le dispositif de stabilisation du corium après percement de la cuve. La recommandation visait surtout ce dernier élément, les deux premiers étant contenus dans le Noyau-dur proposé par les experts d'EDF. Toutefois, puisque la recommandation précédente (R2) intime aux experts d'EDF de changer de stratégie de conduite, ces deux éléments ne sont plus, pour ces derniers, dans le périmètre du Noyau-dur. Ainsi pour les experts d'EDF ces deux recommandations sont contradictoires puisqu'elles ne sont conjointement réalisables que dans le cas où le

---

<sup>920</sup> Ibid., p.21

<sup>921</sup> Ibid., p.22

Noyau-dur serait constitué d'une double ligne de défense, ce qui n'est pas la position retenue ni par EDF ni par les membres du Groupe permanent.

Face à cette contradiction, deux positions se constituent au sein des membres du Groupe permanent sans qu'un consensus ne puisse émerger. Pour certains, cette recommandation est évidente puisqu'il s'agit de nouveaux équipements qui auront vocation à être utilisés en cas d'accident grave. Pour d'autres, cette recommandation est trop lourde de conséquences. D'une part, elle aurait une portée considérable, à la limite de la faisabilité économique, étant donné qu'elle induirait que tous les nouveaux éléments soient dimensionnés au Noyau-dur. D'autre part, elle nierait le fait qu'il s'agit déjà d'une amélioration considérable de réaliser ces équipements au niveau du dimensionnement. Cette divergence fait état de la distinction de fond entre la position EDF et IRSN sur la hiérarchisation entre les deux processus de maintenance de la période post-Fukushima. Pour les experts d'EDF, c'est l'amélioration du dimensionnement dans le cadre du projet d'extension de la durée de fonctionnement qui porte l'essentiel des améliorations, le Noyau-dur étant un filet ultime supplémentaire. Pour les experts de l'IRSN, c'est le processus Noyau-dur qui porte l'essentiel des besoins de maintenance de la robustesse, en ce qu'il doit permettre de réparer la conviction dans cette robustesse suite à l'accident de Fukushima. Il semblerait que la conviction dans cette robustesse n'ait pas été effritée dans les mêmes proportions chez tout le monde. Pour certains, l'accident de Fukushima a mis en valeur le système français de maintenance de la robustesse via les réexamens de sûreté. C'est donc sur ce dispositif qu'il faut continuer à miser pour réparer la robustesse des installations. Le Noyau-dur est pratiquement une coquetterie, à laquelle il faut limiter l'importance pour concentrer les efforts sur le premier processus. Pour d'autres, l'accident de Fukushima a jeté un voile d'incertitudes sur l'ensemble de la robustesse des installations nucléaires en France. On ne peut plus alors compter sur les règles, les pratiques, les connaissances, les croyances, les postulats et les installations en vigueur, il faut tout réparer. Dans cette optique, on ne peut plus faire confiance au dimensionnement, qui, même renforcé, ne pourra jamais permettre de se couvrir du doute désormais omniprésent dans la robustesse. Seul le Noyau-dur, en garantissant tous les moyens de prévention de l'accident, de limitation des rejets, de la gestion des accidents graves pourra réparer la conviction dans la robustesse en s'assurant un secours quand le bienfondé du dimensionnement sera mis à l'épreuve par l'imprévu. Cette tension entre deux visions, deux traumatismes et deux chemins de réparation est palpable dans cette réunion du Groupe permanent. L'extrait suivant en est une illustration :

*EDF [en parlant de la recommandation R3] : Cela revient à dire que toute amélioration de la sûreté vis-à-vis des accidents graves, à partir de maintenant, devra être robuste au noyau dur. C'est une recommandation qui a une portée considérable.*

*Un intervenant : Il y a eu Fukushima.*

*EDF : Bien sûr, il y a eu Fukushima. C'est pour cela qu'il faut travailler sur le dimensionnement. Si l'on a de l'argent à dépenser, c'est bien sur le dimensionnement, sur le fait de se préoccuper des rejets en accident grave avec des aléas de dimensionnement.*

*Membre du Groupe permanent #1 : Je suis choqué de ce genre de position parce que je considère que l'on discute aujourd'hui et à cette heure des principes et que le principe de dimensionner des matériels, fussent-ils futurs, alors qu'ils servent pour les accidents graves, au niveau auquel on veut faire résister le noyau dur, me paraît tout simplement du bon sens.*

*EDF : Excusez-moi, mais en quoi est-ce du bon sens ?*

*Membre du Groupe permanent #1 : C'est du bon sens parce que des matériels qui doivent résister pour des accidents graves, si on ne les dimensionne pas au niveau qui sera retenu pour le noyau dur, je ne sais pas ce que cela veut dire.*

*EDF : À quoi sert le domaine de dimensionnement ?*

*Membre du Groupe permanent #1 : On ne parle pas de matériels ordinaires. On parle de matériels qui servent en cas d'accident grave.*

*EDF : Oui, mais ils vont être dimensionnés au SMS. À quoi sert le SMS si l'on dit que tous les matériels doivent être dimensionnés à un niveau supérieur ?*

*Membre du Groupe permanent #1 : Pas tous.*

*EDF : Ceux-là, en tout cas !*

*Membre du Groupe permanent #1 : On parle de noyau dur.*

*EDF : Oui, mais voilà. Qui dit que ce matériel doit faire partie du noyau dur ? [...] Qu'est-ce qui borne cela ? Cela veut-il dire que tout moyen supplémentaire maintenant va devoir être noyau dur ? C'est complètement irréaliste en termes de faisabilité et en termes de coût. Cela signifie que l'on va dépenser de l'argent pour faire cela. Ce sera autant d'argent qui sera moins disponible pour travailler le dimensionnement. Les moyens ne sont pas illimités »<sup>922</sup>*

Dans cet extrait, il apparaît que les causes de l'accident de Fukushima et plus encore les interprétations des erreurs commises par les Japonais sont encore un sujet chaud, objet de désaccords. Il n'en reste pas moins que l'appel à l'accident est un point argumentatif intournable dans la justification des deux positions, pourtant antagonistes. L'accident était-il dû à un problème de mauvais dimensionnement ? Les Japonais sont-ils responsables d'insuffisance ou bien l'accident était inévitable au Japon comme en France ? De la réponse à cette question dépend la formalisation de la réponse en France. Faut-il améliorer le dimensionnement ou bien se prémunir des conséquences de ses limites indépassables ? De la réponse à cette question dépend la mise en œuvre de deux formes de robustesse différentes. Une réponse à l'accident par le dimensionnement conduirait à améliorer la couverture des situations et des aléas couverts avec un degré de confiance très fort issu de l'ensemble des exigences de vérification et de maintenance de la robustesse ; une réponse par le Noyau-dur conduirait à multiplier les équipements potentiellement disponibles en cas de situation imprévue ou d'aléas nettement plus élevés que dans le dimensionnement, mais avec un degré de confiance plus faible. Ce dernier point – les exigences associées aux équipements Noyau-dur – est en réalité, lui aussi, objet d'une certaine divergence de position. Pour les experts d'EDF, les composants du Noyau-dur doivent par nature être soumis à des exigences moindres que celles du dimensionnement, du moins pour les équipements existants. Il s'agit en effet, de vérifier la robustesse de certains équipements qui auront vocation à ne fonctionner qu'une fois ou qu'un petit nombre de fois. À l'origine, les experts de l'IRSN

---

<sup>922</sup> Ibid., p.30-31 et 33-34

étaient plutôt d'accord avec ce point à condition de mettre en place les deux lignes de défense, prévention de l'accident et limitation des rejets. Avec une seule ligne de défense, les membres du Groupe permanent et les experts de l'IRSN s'accordent à dire que celle-ci doit être suffisamment fiable. Cette question est longuement débattue sur la thématique de la robustesse parasismique.

Tout d'abord, sur l'aléa sismique, les experts de l'IRSN ont rédigé une recommandation invitant d'une part leurs homologues d'EDF à justifier le caractère significatif de la marge choisie au regard de différents scénarii sismiques et, d'autre part, à revoir la forme de ses spectres Noyau-dur à basses fréquences et certains niveaux de calage pour certains sites. Cette recommandation reçoit un accueil très mitigé. Si la démonstration de la sous-évaluation des spectres à basse fréquence pointe un problème important selon les membres du Groupe permanent, la première partie de la recommandation est exactement contraire à ce qui était ressorti de la réunion de novembre 2011. En effet, au cours de cette réunion, les participants s'étant mis d'accord sur l'idée de choisir une marge forfaitaire significative déterminée à partir du référentiel actuel. Or, la proposition IRSN apporte de nouveaux éléments scientifiques qui augurent de longs débats techniques selon le vice-président du Groupe permanent qui s'exprime en premier de la façon suivante :

*« Je voudrais d'emblée exprimer tout le mal que je pense de cette recommandation. Ce que nous propose l'IRSN, c'est exactement ce que l'on avait voulu éviter l'an dernier, c'est-à-dire que les spécialistes du séisme passent des années à discuter ensemble du niveau à retenir. On avait décidé l'an dernier, ce qui a été rappelé par M. X [BERSSIN] au début de sa présentation, c'était de demander des marges significatives forfaitaires par rapport aux exigences au 1er janvier 2012. Ce que nous propose l'IRSN, c'est peut-être significatif, mais ce n'est pas du tout forfaitaire et ce n'est pas du tout rapporté aux exigences en vigueur au 1er janvier 2012 »<sup>923</sup>*

Malgré cette entrée en matière, la discussion qui s'en est suivie s'est centrée sur le caractère significatif ou non de la proposition EDF, sur les périodes de retour associées aux spectres Noyau-dur EDF, sur l'intérêt de prendre les séismes maximums physiquement possibles, sur la méthodologie de conduite d'une évaluation probabiliste. Et pour cause, les échanges techniques entre les experts de l'IRSN et d'EDF n'ont pas eu lieu avant l'examen par le Groupe permanent. Les premières minutes de la discussion sont en conséquence dédiées à une instruction improvisée de la justification du caractère significatif ou non des spectres du Noyau-dur EDF. Le Vice-président du Groupe permanent a ainsi dû intervenir pour recentrer les débats sur l'essentiel de la question à régler :

*« Je ne voudrais empêcher personne de parler, mais telle que la discussion est partie, à mon avis, on ne va déboucher sur rien du tout. Ou bien on entame une discussion entre spécialistes, cela peut durer dix ans, je me tais pendant dix ans et je reviens dans dix ans pour la rédaction*

---

<sup>923</sup> Ibid., p.45

*de l'avis, ou bien on s'en tient à ce qui a été décidé l'an dernier, faire quelque chose de simple et de forfaitaire »<sup>924</sup>*

Le problème c'est que la discussion est empêchée par le fait que d'une part, les experts de l'IRSN ne disposent pas de contre-proposition réelle de spectre Noyau-dur à sélectionner et que les experts d'EDF n'ont pas apporté de justification de leur proposition. Dans ce contexte, le Groupe permanent conclut qu'il est nécessaire d'effectuer l'instruction qui aurait dû avoir lieu, mais qui n'a pas eu lieu. La première étape est donc que les experts d'EDF apportent une justification de leurs spectres Noyau-dur, à partir de laquelle l'IRSN pourra juger du caractère suffisamment significatif de la marge apportée par leur proposition de 1,5 SMS. Pourquoi n'y a-t-il pas eu d'instruction sur l'aléa sismique du Noyau-dur ? La raison avancée par les experts d'EDF est que ce n'était pas la règle du jeu<sup>925</sup> ; que le fait de déterminer cet aléa par majoration forfaitaire du référentiel permettait de faire l'économie d'une instruction technique ! Or, comme le soulève un membre du Groupe permanent, le caractère forfaitaire d'une telle marge n'exclut pas d'apporter une justification à sa position et de la mettre en discussion. Sans cette justification, sans cette confrontation par le processus de création de la conviction partagée, pas d'instauration de la robustesse possible. Selon les experts de l'IRSN, leurs homologues d'EDF ont volontairement refusé l'instruction dans ses formes habituelles et ont proposé à la place d'organiser une « séance d'information » aux membres du Groupe permanent, une semaine avant la réunion officielle pour présenter leur démarche. Cette proposition a été unanimement rejetée, par les experts de l'IRSN comme par le Groupe permanent, n'entrant pas d'une part dans le processus de dialogue technique habituel et n'ayant, de ce fait, pas de valeur pour fonder une quelconque conviction et, d'autre part, ne permettant pas aux experts de l'IRSN de disposer de suffisamment de temps pour étudier le dossier ainsi présenté avant la réunion du Groupe permanent.

Le dialogue technique entre les experts d'EDF et de l'IRSN sur la question de l'aléa sismique est toujours rompu, disjoint du processus de maintenance de la robustesse. Sur l'intégralité des points scientifiques et techniques, les experts d'EDF et de l'IRSN sont en désaccord ; les deux parties ne cherchant plus l'émergence d'un compromis, mais le rapport de force. Ce rapport de force se joue sur l'état de l'art, sur l'interprétation des connaissances de la communauté scientifique. Les parties font reposer leur position sur l'état de la science la plus récente. Par contre, les deux parties font une utilisation très différente de cet état de l'art dans leur justification. Une bonne illustration de cette différence de la mobilisation de la science concerne la forme du spectre Noyau-dur et la justification apportée, en séance, par les experts d'EDF. En effet, pour eux, la forme de leur spectre Noyau-dur, riche en hautes fréquences, est une conséquence de l'état des connaissances dans la communauté scientifique. Un de ces représentants justifie en effet que l'incertitude exprimée par la communauté scientifique porte essentiellement sur la profondeur des séismes historiques et

---

<sup>924</sup> Ibid., p.53

<sup>925</sup> Ibid., p.57

non pas sur leur magnitude<sup>926</sup>. Pour les experts d'EDF, l'état de l'art conduit à mettre en exergue la plus forte incertitude de la profondeur des séismes historiques sur leur magnitude et, par conséquent, à se couvrir prioritairement de cette incertitude dans la détermination des spectres Noyau-dur. Or, en diminuant la profondeur des séismes pour se couvrir des incertitudes, les spectres résultants obtiennent une forme plus riche en hautes fréquences. Pour les experts d'EDF, l'état de l'art permet de mieux cibler les zones d'incertitude du référentiel actuel et de les combler par des majorations localisées.

Les experts de l'IRSN font une utilisation totalement différente de l'état de l'art. Pour eux, les nouvelles connaissances disponibles permettent d'établir des méthodes, concurrentes à celles du référentiel en vigueur, permettant de définir des scénarii sismiques plus rares, ayant des périodes de retour supérieures aux 1 000 ans des données d'archives, et plus extrêmes. Ainsi, implicitement, les experts d'EDF défendent un postulat de stationnarité de la série temporelle connue de séisme. Autrement dit, ils ne postulent pas que des séismes supérieurs à ceux connus puissent se réaliser en France. À l'inverse, par la majoration forfaitaire des SMS, les experts d'EDF se couvrent simplement de la variabilité du phénomène sismique en prenant des hypothèses plus conservatives de localisation. La position des experts de l'IRSN est de couvrir d'incertitudes plus radicales concernant la limite des connaissances formalisées par la méthodologie d'évaluation d'aléa utilisée dans le référentiel. Cela revient à la distinction parfois faite entre incertitudes épistémiques, liées à la limite des connaissances et incertitudes aléatoires, liée à la variabilité du phénomène. Pour les experts de l'IRSN, le Noyau-dur doit servir à se prémunir contre les incertitudes épistémiques en plus des incertitudes aléatoires, car c'est une leçon de Fukushima. Pour les experts d'EDF, le Noyau-dur doit servir à couvrir les incertitudes aléatoires puisque la demande de l'Autorité de sûreté est de fonder le Noyau-dur sur le référentiel actuel. Indépendamment du caractère réglementaire de cette justification, les experts d'EDF estiment par ailleurs leur position tout à fait légitime du point de vue de l'état de l'art. D'une part, le référentiel est bon et garant d'une grande robustesse et, d'autre part, les études conduites dans le cadre de SGIMA tendent à montrer que les spectres Noyau-dur sont bons, en forme et en niveau<sup>927</sup>.

La nouvelle stratégie des experts d'EDF sur l'aléa sismique semble claire : les aléas ne seront plus déduits d'une position consensuelle émergente au cours du dialogue technique, mais seront le résultat de l'application de l'état de l'art auquel les experts d'EDF entendent jouer un rôle actif dans son évolution. Concernant la recommandation proposée par les experts de l'IRSN, la première partie qui demandait la prise en compte les effets de sites particuliers, l'étude des failles et des périodes de retours est supprimée. Concernant la deuxième partie de la recommandation, portant sur la révision des spectres Noyau-dur et notamment de leur forme à basse fréquence, elle est maintenue et devra faire l'objet d'une instruction entre les experts de l'IRSN et d'EDF. Ces derniers estiment par ailleurs que cette recommandation est

---

<sup>926</sup> Ibid., p.49

<sup>927</sup> Ibid.



acceptable pour les équipements neufs du Noyau dur, mais pas pour la vérification de robustesse des équipements existants. Cette précision amène au dernier point de la réunion du Groupe permanent traitant des exigences de robustesse associées aux équipements du Noyau-dur.

Pour les équipements neufs du Noyau-dur, un accord est trouvé sur le fait qu'il faut qu'ils soient conçus et dimensionnés selon les règles usuelles en considérant les situations Noyau-dur comme leur situation de fonctionnement normal. Cela implique qu'ils aient un haut degré de fiabilité pour de telles situations et des capacités de résistance et de fonctionnement au-delà de ce niveau. Pour les équipements déjà existants du Noyau-dur, les experts de l'IRSN souhaitent que leurs homologues utilisent autant que possible les critères et exigences disposés dans les règles et référentiels de dimensionnement pour évaluer leur robustesse au-delà du dimensionnement. À la limite, ils autorisent qu'EDF utilise des critères moins sévères que pour les équipements nouveaux, par exemple en considérant non pas la situation Noyau-dur comme la situation normale de fonctionnement de l'équipement, mais comme une situation exceptionnelle pour laquelle l'équipement doit être fonctionnel, mais peut subir des dégâts et potentiellement être hors service après cette utilisation. La position EDF est d'utiliser massivement la méthode SMA pour vérifier la robustesse des équipements existants à l'aléa Noyau-dur. La principale réserve des experts de l'IRSN sur cette proposition tient au fait que la méthode SMA est incompatible avec les critères de conception et de dimensionnement du référentiel français. En effet, cette méthode utilise les outils que les experts d'EDF qualifient de « plus réaliste », car tenant compte des phénomènes de ductilité et de déformation permanente. Ces phénomènes n'étant pas considérés dans les méthodes usuelles, elles sont relativement incompatibles. De ce fait, avant son utilisation, il paraît essentiel aux experts de l'IRSN d'instruire cette méthodologie, de l'ajouter au référentiel français. En effet, il s'agit pour l'heure d'une méthode américaine qui n'a pas été validée au sein de la communauté de pratique française. La seule utilisation de cette méthode est celle effectuée par un bureau d'étude américain pour le compte des experts d'EDF en 1999 sur la centrale de Tricastin, mais qui n'a jamais reçu l'assentiment des experts de l'IRSN ou du Groupe permanent. Dans ce cas, les experts de l'IRSN utilisent l'argument avancé par leurs homologues pour ne pas tenir compte des scénarii sismiques hors du référentiel : la méthode n'a pas été instruite et est donc inutilisable. Les experts d'EDF ne comprennent pas cette position IRSN dans la mesure où, pour eux, la méthode SMA représente la méthode internationalement reconnue pour vérifier la robustesse parasismique des équipements des installations nucléaires et que son utilisation est aussi une demande à terme par l'Autorité de sûreté nucléaire. Pour les experts de l'IRSN, la méthode SMA n'est pas forcément problématique en soi, mais il est nécessaire de l'instruire avant son utilisation. Une première utilisation était prévue dans le cadre du réexamen de sûreté des réacteurs du palier 1300MWe en vue de leur troisième visite décennale. Finalement, les experts d'EDF n'ont pas jugé opportun de l'utiliser dans ce cadre et elle a été reportée au projet d'extension de durée de fonctionnement dans le cadre de la préparation du réexamen de sûreté des réacteurs du palier

900 MWe en vue de leur quatrième visite décennale. Maintenant, les experts d'EDF veulent l'utiliser alors qu'elle n'a toujours pas encore été examinée par les experts de l'IRSN. Malgré ces différentes critiques, les experts d'EDF semblent s'accrocher à l'utilisation de la méthode SMA dans le cadre du Noyau-dur<sup>928</sup>.

L'attachement des experts d'EDF à l'utilisation de la méthode SMA tient au fait qu'elle permet à la fois un traitement plus rapide des études de vérification des équipements existants – un certain nombre d'équipements équivalents ayant déjà fait l'objet d'une telle étude sur des centrales similaires aux États-Unis – ainsi que de valoriser des capacités de robustesse supplémentaires par la prise en compte de déformations permanentes non pénalisantes *a priori*. L'intérêt pratique de cette méthode dans le cadre du Noyau-dur est d'autant plus essentiel aux experts d'EDF que la discussion du jour, et en particulier la décision de changer de stratégie de conduite, de la limitation des rejets en cas de fusion du cœur vers la prévention de l'accident, conduit à multiplier le nombre d'équipements contenus dans le Noyau-dur. Un représentant de Framatome (encore Areva) soulève ainsi la nécessité de garder l'option SMA ouverte pour faciliter la mise en œuvre du Noyau-dur. Il précise ainsi que :

*« Framatome : Je voudrais faire une remarque et attirer l'attention du groupe permanent sur un point. Tout le monde ici pense le noyau dur comme un ensemble extrêmement limité d'équipements. Il y a là une difficulté qui risque de changer les termes de la discussion assez rapidement. Comme vous avez décidé ce matin d'inclure dans le noyau dur les équipements liés à la prévention de fusion du cœur, vous allez vite réaliser que le noyau dur risque de s'étendre assez rapidement. Je vous conseille de conserver la référence SMA qui est ici parce qu'il y aura sans doute beaucoup plus d'équipements à justifier ultérieurement »<sup>929</sup>*

Finalement, la position du Groupe permanent sur l'ensemble des questions soulevées par les experts de l'IRSN, concernant aussi bien l'intégration systématique des équipements neufs utilisés pour la gestion des accidents dans le Noyau-dur, que pour la détermination des spectres Noyau-dur ou pour l'utilisation de la méthode SMA, est de remettre à plus tard le règlement définitif de ces questions et de laisser les différentes options possibles ouvertes. Cette position se concrétise non par la suppression des recommandations proposées par l'IRSN, mais par l'adoucissement du texte. Dans le premier cas, il est recommandé aux experts d'EDF d'« examiner la possibilité » d'introduire les équipements prévus au titre de l'extension de durée de fonctionnement dans le Noyau-dur ; dans le second cas, il est recommandé que les experts d'EDF « justifient, et révisent si nécessaire » les spectres Noyau-dur ; dans le dernier cas, il est recommandé qu'ils considèrent les situations Noyau-dur comme des situations normales pour le dimensionnement des équipements neufs et « privilégient » la démarche traditionnelle pour la vérification du dimensionnement des équipements existants. Les trois termes ou ensembles de termes entre guillemets sont ajoutés dans les recommandations dans le but d'indiquer une préférence dans la pratique à avoir au

---

<sup>928</sup> Ibid., p.76

<sup>929</sup> Ibid., p.77

moment de la rédaction, mais n'engageant pas le futur et laissant ouverte la possibilité d'un changement de positionnement à l'issue d'une instruction future. C'est d'ailleurs, la principale conclusion apportée par le Groupe permanent dans son avis qui suit l'examen de l'avis de l'IRSN de décembre 2012 : le travail de définition des spécifications et modalités d'application du Noyau-dur n'a pas été amené à son terme et il faut en conséquence prolonger la phase d'étude et d'instruction avant toute décision irréversible. Il est ainsi écrit dans l'avis du Groupe permanent que :

*« Le groupe permanent souligne la complexité de l'exercice demandé à EDF dans les délais impartis. Il note à cet égard qu'EDF n'a pas pu, dans ces délais, mener à son terme sa démarche de définition du noyau dur et des exigences associées en l'absence d'études détaillées du comportement des installations en cas d'agression naturelle extrême ou d'agression interne pouvant résulter d'une telle agression [...] Il est à cet égard essentiel, compte tenu de l'ambition retenue de définition d'un noyau dur capable de résister à des agressions allant très au-delà des référentiels de sûreté en vigueur, qu'un délai suffisant soit laissé pour les concertations nécessaires au sujet de la définition du noyau dur et de sa mise en œuvre, en s'appuyant sur des examens approfondis ne laissant pas de place à des approximations qui pourraient ultérieurement mettre en cause la robustesse même du noyau dur »<sup>930</sup>*

## 9.2. L'aléa Noyau-dur et la scientification de la robustesse

Au début de l'année 2013, la conception du Noyau-dur est encore inachevée. De nombreux points sont encore à étudier en partant de l'objectif même assigné à ce dispositif, jusqu'aux niveaux d'aléa visés ainsi qu'aux exigences de résistance associées. L'originalité du dispositif encourage à utiliser des méthodes nouvelles, aussi bien pour l'évaluation de l'aléa que pour la vérification de tenue des équipements existants. Mais du côté de l'exploitant comme de l'organe d'expertise et de contrôle, ces méthodes doivent faire l'objet d'une instruction propre avant de pouvoir être utilisées. L'optique d'une réponse rapide et facile à l'accident de Fukushima via la mise en place du Noyau-dur s'obstrue à la faveur d'une réponse progressive, graduée et intégrée au processus de maintenance de la robustesse des installations nucléaires. À l'occasion d'un rapport de suivi des actions *post Stress tests* par l'ENSREG à la fin de l'année 2014, l'Autorité de sûreté nucléaire française a présenté un nouveau *Plan d'action national* qui redéfinit complètement le plan envisagé au début de l'année 2012. L'ancien plan prévoyait une réponse en trois temps avec en premier lieu la mise en conformité des installations, ensuite venait la mise en place du Noyau-dur, puis venait un questionnement global du référentiel de sûreté. Le nouveau plan d'action est divisé en trois phases qui ne sont plus thématiques, mais calendaires :

---

<sup>930</sup> Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, « Avis relatif au noyau dur post-Fukushima des réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », 20 décembre 2012, p.2

- La première phase, couvrant les années 2012 à 2015, vise « la mise en place de dispositions temporaires ou mobiles visant à renforcer la prise en compte des situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques »<sup>931</sup>. Cette phase a pour double objectif de mettre en place des dispositifs mobiles et pour certains temporaires ainsi que de préparer la mise en place ultérieure des dispositifs nécessitant des modifications structurelles ou matérielles sur site. Parmi les dispositifs mis en place durant cette phase il y a la Force d'action rapide nucléaire (FARN), un groupe électrogène de secours (en attendant la mise en place du Diesel d'ultime secours) ou encore le renforcement des moyens locaux de crise existants ;
- La deuxième phase couvrant les années 2015 à 2020, vise la « mise en œuvre des moyens définitifs de conception et d'organisation robustes aux agressions extrêmes, notamment les éléments fondamentaux du noyau dur, visant à faire face aux situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques au-delà des référentiels de sûreté en vigueur »<sup>932</sup>. Cette phase est consacrée à la mise en place d'une partie des dispositifs définitifs nouveaux du Noyau-dur à commencer par le Diesel d'ultime secours, de la source d'eau ultime ainsi que le centre local de crise.
- La troisième et dernière phase, démarrant à partir de 2019, vise à « compléter la phase 2 notamment pour améliorer le taux de couvertures des scénarii d'accidents potentiels pris en compte. EDF indique que ces moyens ont été définis également dans l'optique de la poursuite du fonctionnement des réacteurs au-delà de quarante ans »<sup>933</sup>. Dans cette phase, il s'agit en particulier de tenir compte des recommandations du Groupe permanent de 2012 et en particulier d'introduire la prévention de l'accident dans le périmètre du Noyau-dur. Cela se traduit notamment par la mise en place d'un nouveau système ASG renforcé pour assurer le refroidissement du circuit primaire par les générateurs de vapeur. Il s'agit également de la mise en place des systèmes de contrôle commande et d'instrumentation ultime du Noyau-dur. Enfin, il s'agit de la mise en place de systèmes ultimes visant à garantir la gestion des accidents graves avec un nouveau système EAS permettant d'évacuer la puissance résiduelle en cas d'accident sans passer par l'événement de l'enceinte de confinement, une nouvelle pompe d'appoint au circuit primaire ainsi que le système de stabilisation du corium.

Dans cette nouvelle image du plan d'action en réponse au stress tests donnée par l'Autorité de sûreté à la fin de l'année 2014, le Noyau-dur est désormais totalement intégré au processus de maintenance courant, par réexamen de sûreté périodique, notamment dans l'optique de l'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs d'EDF. En particulier, les évolutions prévues dans la troisième phase correspondent à la mise en place des dispositifs relatifs à la gestion des accidents graves prévus à l'origine dans le cadre de la maintenance courante. Par ailleurs, la réalisation des modifications relatives à la phase 3, représentant une part importante des dispositifs Noyau-dur, est indexée aux quatrièmes visites décennales des paliers 900 MWe et 1300 MWe ainsi qu'aux troisièmes visites décennales du palier 1450 MWe. Ainsi pour les paliers 900 et 1300 MWe une grande partie du Noyau-dur est mise en place à l'occasion des travaux relatifs à l'extension de la durée de vie des réacteurs. De ce fait, le calendrier de la mise en place définitive du Noyau-dur est largement étalé dans

---

<sup>931</sup> ASN, « Suivi des tests de résistance des centrales nucléaires françaises : mise à jour du plan d'action de l'autorité de sûreté nucléaire », Updated National Action Plan - France, ENSREG, décembre 2012, p.8 ; disponible en ligne : <http://ensreg.eu/node/3767>

<sup>932</sup> Ibid.

<sup>933</sup> Ibid., p.9

le temps : les quatrièmes visites décennales du palier 900 MWe sont échelonnées entre 2019 et 2030 et entre 2025 et 2033 pour le palier 1300 MWe. De ce fait, le Noyau-dur n'est plus simplement une réponse « rapide » et « facile à mettre en œuvre » à l'accident de Fukushima. Il n'en demeure pas moins, que les deux premières phases correspondent à cette réponse en assurant des moyens face à des situations de perte totale de source électrique et de perte totale de source refroidissement via la mise en œuvre des Diesels d'ultime secours, de la source en eau ultime et de la Force d'action rapide nucléaire. Néanmoins, le Noyau-dur est dorénavant également un processus d'amélioration de la robustesse des installations nucléaires dans le cas de situations hors dimensionnement qui est pleinement intégré au processus de maintenance habituelle de cette robustesse via les réexamens de sûreté.

Pour la mise en place des deux dernières phases et, en particulier, la dernière, cinq réunions du Groupe permanent réacteur sont prévues par l'Autorité de sûreté rythmant autant de points techniques cruciaux à traiter avant la mise en œuvre concrète et définitive du Noyau-dur. La phase deux est moins problématique en ce qu'elle recouvre la mise en place de dispositifs matériels neufs, qui ne dépendent pas tellement de l'objectif assigné au Noyau-dur. Par ailleurs, s'agissant d'équipements neufs, les modalités de leur réalisation ne sont pas l'objet de divergences fortes entre les experts d'EDF et de l'IRSN. Un accord a en effet été trouvé lors de la réunion du Groupe permanent de décembre 2012 pour que ces équipements soient réalisés selon les critères et règles de dimensionnement en vigueur en considérant les situations Noyau-dur comme leur condition normale de fonctionnement. De plus, ils seront dimensionnés selon des définitions des aléas enveloppes pour pouvoir être standardisés et réalisés en série sur les différents sites. Du point de vue de l'aléa sismique par exemple, cela revient à utiliser un spectre de dimensionnement « large bande » enveloppe des aléas de nombreux sites. L'utilisation de tels spectres résout une partie des divergences entre les experts d'EDF et de l'IRSN, notamment sur le contenu basse fréquence des spectres Noyau-dur EDF en 2012. Néanmoins, pour connaître le champ d'application possible des spectres enveloppes, il faut connaître les spectres Noyau-dur spécifiques des sites dans leur version définitive. C'est d'ailleurs la raison qui fait que le premier des cinq thèmes devant faire l'objet d'un examen par le Groupe permanent réacteur est consacré aux aléas naturels extrêmes et est prévu pour la mi-2015.

La deuxième réunion du Groupe permanent est prévue également pour la fin de l'année 2015 et porte sur la formalisation définitive de la ou des stratégies de conduite du Noyau-dur. Le troisième thème, directement lié au précédent, porte sur les dispositions nouvelles proposées par les experts d'EDF dans le cadre du projet d'extension de durée de vie pour améliorer la gestion des accidents graves et en particulier limiter les conséquences d'un accident de fusion du cœur à court et long terme. La question étant de conjuguer le degré d'atteinte des objectifs associés aux réacteurs nouvelles générations (type EPR) via ces dispositifs ainsi que de leur intégration dans le périmètre du Noyau-dur. Cet examen est prévu courant de l'année 2016. Le quatrième thème porte sur l'aptitude concrète des experts d'EDF à gérer les situations d'accident de type Fukushima, avec une dégradation des

conditions d'environnement. Le Groupe permanent est alors consulté sur les questions liées à l'efficacité des dispositions matérielles et organisationnelles mises en œuvre par les experts d'EDF pour chaque site électronucléaire et pour différentes situations extrêmes. Cela porte autant sur le caractère suffisant et la robustesse des équipements fixes et mobiles que sur les dispositions prévues pour l'intervention humaine en conditions dégradées, l'articulation entre les moyens propres de chaque site et les moyens de la Force d'action rapide nucléaire (FARN), et la gestion des eaux contaminées. Cet examen est prévu courant de l'année 2017. Enfin, en 2018, une instruction portant sur le bilan des *stress tests* français est organisée, à l'instar de la pratique relative au réexamen de sûreté qui vise à dresser la liste des sujets traités, des points à améliorer et du travail à envisager par la suite.

Dans cette section, il est question uniquement du premier de ces thèmes portant sur la détermination des aléas de référence Noyau-dur. Cela ne permettra donc pas d'être exhaustif sur la maintenance de la robustesse parasismique dans la période post-Fukushima, qui est d'ailleurs toujours en cours, mais cela sera suffisant pour conclure sur le processus qu'il était question de mettre en exergue dans cette partie, à savoir la fusion progressive de la réparation de la conviction et la maintenance de la robustesse pour la prolongation de la durée de vie des réacteurs en fonctionnement.

### 9.2.1. Le renouvellement du dialogue technique et la scientification de la robustesse

L'examen de la proposition de définition du Noyau-dur des experts d'EDF au cours de l'année 2012 a débouché sur la conclusion qu'il était nécessaire de poursuivre l'instruction, les échanges techniques, entre les experts d'EDF et de l'IRSN avant d'aboutir à un cadrage définitif du dispositif. Sur la thématique de l'aléa sismique, en particulier, le Groupe permanent a recommandé aux experts d'EDF de conduire l'instruction qui aurait dû avoir lieu en 2012 avec leurs homologues de l'IRSN. Le dialogue technique sur la thématique de l'aléa sismique est dégradé entre les experts d'EDF et de l'IRSN depuis la publication de la règle fondamentale de sûreté de 2001 et l'arbitrage effectué par l'Autorité de sûreté en 2003. Entre 2006 et 2009 un groupe de travail tripartite entre les experts d'EDF, de l'IRSN et l'Autorité de sûreté s'est néanmoins tenu pour envisager des voies d'amélioration de la pratique en matière d'évaluation de l'aléa sismique avec l'objectif de dépasser les divergences d'interprétation de la règle fondamentale de 2001. Ce groupe de travail a notamment posé les bases du projet SIGMA initié par les experts d'EDF, mais dont leurs homologues de l'IRSN ne font pas partie. La recommandation du Groupe permanent de 2012 demande donc de renouer avec une forme plus traditionnelle de dialogue technique qui n'existe plus depuis plus d'une décennie. Le dialogue ne s'est pas rétabli entièrement au lendemain de la réunion du Groupe permanent, mais progressivement entre 2013 et 2016.

Concrètement, il y a eu deux étapes : une première étape de janvier 2013 à janvier 2014 et une seconde étape de janvier 2014 à janvier 2016.

En février 2013, suite à la réunion du Groupe permanent, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé aux experts de l'IRSN de lui transmettre une proposition concurrente à celle EDF pour la définition d'un aléa sismique applicable aux équipements du Noyau-dur. Les experts de l'IRSN ont alors proposé de fonder leur proposition en combinant la démarche déterministe forfaitaire EDF avec une démarche probabiliste permettant de justifier du caractère significatif de la marge apportée par le spectre Noyau-dur en exprimant cet aléa de manière quantitative – par une période de retour – comparable avec une cible correspondant au dimensionnement. De plus, l'approche probabiliste permet de tenir compte à la fois des incertitudes aléatoires, en quantifiant la variabilité des différents paramètres de l'évaluation, ainsi qu'une partie de l'incertitude épistémique en combinant plusieurs scénarii sismiques, notamment ceux issus de l'étude des failles, et de multiplier les hypothèses considérées sur les différents paramètres pouvant influencer sur le mouvement sismique. Suite à cette proposition, un groupe de travail tripartite entre les experts d'EDF, de l'IRSN et l'Autorité de sûreté a été formé et s'est réuni à plusieurs reprises entre avril et juillet 2013 pour établir le cahier des charges d'une telle étude. À la suite de la validation du cahier des charges, les experts d'EDF ont mandaté le bureau d'étude GEOTER pour réaliser cette évaluation probabiliste de l'aléa sismique sur les 19 sites EDF pour des périodes de retour variant entre 10 000 et 50 000 ans<sup>934</sup>. Le bureau d'étude GEOTER est également celui qui a développé la nouvelle carte d'aléa sismique réglementaire en France, en collaboration avec les experts de l'IRSN et d'EDF (cf. Annexe 4). Les résultats de cette étude ont donné lieu à deux rapports : un premier en juin 2014 et un second en août 2014 intégrant les remarques des experts d'EDF.

Parallèlement à cette première phase d'instruction sur l'aléa sismique, d'autres thématiques portant sur la mise en œuvre du Noyau-dur ont été traitées dans des cadres différents lors de l'année 2013. En particulier, en juillet 2013, les experts d'EDF ont proposé à l'Autorité de sûreté un nouveau projet de calendrier de mise en œuvre des mesures post-Fukushima<sup>935</sup>. La proposition EDF est très semblable à celle présentée par l'Autorité de sûreté à l'ENSREG en décembre 2014. L'ensemble de ces travaux a débouché, en janvier 2014, sur une nouvelle série de décisions de l'Autorité de sûreté complétant ses demandes relatives à la mise en place du Noyau-dur pour les réacteurs électronucléaires d'EDF<sup>936</sup>. La série de décisions est similaire

---

<sup>934</sup> GEOTER, « Évaluation probabiliste de l'aléa sismique pour 19 sites nucléaires EDF dans le cadre du noyau dur Volume I : Rapport de synthèse », GTR/EDF/0514-1170, 19 août 2014.

<sup>935</sup> EDF, « Post-Fukushima - réponse EDF à l'article 2 des décisions : Projet de calendrier des mesures post-ECS pour le parc en exploitation », Courrier EDF - DPI/DIN/EM/MRC/PC-12/011, 30/06/2012 cité par IRSN, « Agressions externes extrêmes retenues pour le noyau dur des réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », Rapport IRSN N°2015-00015, décembre 2015, p.25.

<sup>936</sup> ASN, « Décisions de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France - Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables aux sites électronucléaires au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) des décisions n°2012-DC0274 à n°2012-DC0292 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire », Décisions n° 2014-DC-0394 à 2014-DC-04012, 21 janvier 2014 (disponible sur le site de l'ASN : <https://www.asn.fr/Reglementer/Bulletin-officiel-de-l-ASN/Installations-nucleaires/Decisions->

à chaque centrale et prescrit 16 demandes répertoriées de ECS-ND1 à ECSND-16. Ces 16 demandes recouvrent en partie les points non résolus lors de l'examen de la proposition EDF en 2012 par les experts de l'IRSN et par le Groupe permanent. La première demande concerne l'objectif associé au Noyau-dur. Dans un premier temps, il est confirmé que le Noyau-dur doit permettre de prévenir l'accident de fusion du cœur en cas de situation Noyau-dur par le refroidissement du circuit primaire via l'injection en eau aux générateurs de vapeur. Dans un second temps, la demande précise que le Noyau-dur doit également prendre en considération dans ses objectifs la limitation des rejets radioactifs en cas de fusion du cœur et même en cas de percement de la cuve par le corium. De ce fait, l'Autorité de sûreté acte le fait que le Noyau-dur soit composé de deux lignes de défense : une pour la prévention de l'accident et l'autre pour la limitation des rejets en cas d'accident. Par contre, la démarche de conduite demandée par l'Autorité de sûreté n'est pas celle dite du «gavé ouvert ». Au lieu d'éventer l'enceinte de confinement en cas de fusion du cœur pour dépressuriser son atmosphère, l'Autorité de sûreté demande la mise en place d'un nouveau dispositif permettant cette dépressurisation tout en conservant l'étanchéité de l'enceinte de confinement ; cette demande porte aussi sur l'intégration du système de stabilisation du corium en cas de percement de la cuve dans le périmètre du Noyau-dur. Cette exigence sera finalement exécutée par la mise en place d'un système d'aspersion enceinte ultime dit EASu permettant d'injecter de l'eau borée depuis un réservoir extérieur dans l'enceinte de confinement ou bien de faire recirculer l'eau borée tombée dans les puisards, au fond du bâtiment réacteur, autant pour maintenir le corium dans la cuve qu'en cas de percement de cette cuve.

La décision de l'Autorité de sûreté de 2014 couvre également les exigences en termes d'aléa sismique et de démonstration de résistance des équipements du Noyau-dur face à cet aléa. Elle revient notamment sur les attentes de l'Autorité de sûreté en matière d'exigence de comportement et de méthode de vérification des équipements neufs et existants du Noyau-dur. Globalement, l'Autorité de sûreté reprend la position qui a émergé suite à la réunion du Groupe permanent de 2012, à savoir de favoriser autant que possible les règles et critères habituels de dimensionnement – et donc de conserver intact l'ensemble des marges de sécurité qu'elles prévoient – tout en ouvrant la possibilité, notamment pour les éléments déjà existants, aux méthodes de vérification dites « réalistes », sans marge. Il est également précisé que dans les cas où la justification sur la base de ces méthodes « réalistes » n'est pas acquise, l'exploitant étudie le remplacement ou le renforcement de ces équipements. Si cette décision se contente de confirmer la position du Groupe permanent, il n'en est pas de même du point de vue de l'aléa sismique. En particulier, la décision ECS-ND7 de l'Autorité de sûreté établit que :

*« L'aléa sismique, à prendre en compte pour les SSC [systèmes, structures et composants] du noyau dur, défini par un spectre de réponse, doit :*

---

individuelles/(page)/31). Ces décisions sont individualisées pour chaque centrale, mais identique dans leur contenu. Dans la suite, la décision relative au site du Tricastin est prise en exemple.



- être enveloppe du séisme majoré de sécurité (SMS) de site, majoré de 50% ;
- être enveloppe des spectres de site définis de manière probabiliste avec une période de retour de 20 000 ans ;
- prendre en compte pour sa définition, les effets de site particuliers et notamment la nature des sols.

*Pour les SSC nouveaux du noyau dur, l'exploitant retient un spectre majoré par rapport au spectre de réponse défini ci-dessus »<sup>937</sup>*

Cette demande de l'Autorité de sûreté implique que les experts d'EDF redéfinissent les spectres de mouvements relatifs à l'aléa sismique Noyau-dur en considérant un spectre enveloppe des spectres déterminés à partir de la majoration des SMS par un facteur 1,5 ainsi que des spectres relatifs à une évaluation probabiliste pour une cible définie par une période de retour de 20 000 ans. De plus, ces spectres devront également tenir compte des effets de site particuliers liés notamment à la nature des sols. Par ailleurs, il est précisé que pour les équipements neufs, les experts d'EDF devront utiliser un spectre majoré par rapport au spectre Noyau-dur des différents sites. L'Autorité de sûreté a donc fait évoluer la « règle du jeu », pour reprendre la formule utilisée lors de la réunion du Groupe permanent de décembre 2012, en modifiant la procédure de détermination de l'aléa sismique Noyau-dur. Il ne s'agit plus de déterminer une marge significative forfaitaire par rapport au référentiel en vigueur, mais de prendre une enveloppe par rapport à deux scénarii sismiques définis eux-mêmes par deux méthodologies distinctes. La première méthodologie est celle proposée par les experts d'EDF depuis les ECS de 2011 et la seconde est relativement originale puisqu'elle repose pour la première fois sur une évaluation probabiliste de tous les sites nucléaires EDF<sup>938</sup>. Le scénario sismique relatif à cette méthode probabiliste est un spectre UHS (*Uniform Hazard Spectra*) correspondant à la probabilité de dépasser en 20 000 ans un certain niveau de mouvement pour chaque fréquence prise indépendamment. Ainsi, cette méthodologie ne repose pas réellement sur la détermination d'un scénario sismique précis, mais sur une probabilité uniformisée d'occurrence d'une sollicitation d'origine sismique pendant une période donnée en ne considérant pas le séisme le plus puissant, mais l'ensemble des événements sismiques probables. La détermination de ce nouvel aléa Noyau-dur est l'objet de la seconde étape du renouvellement du dialogue technique entre la publication de cette décision et la tenue de la réunion du Groupe permanent en janvier 2016.

Au mois d'octobre de l'année 2014, le nouveau plan d'action des mesures post-Fukushima est établi par l'Autorité de sûreté et les différents jalons pour y parvenir sont définis. Une réunion de cadrage et de lancement de l'instruction sur la détermination des aléas Noyau-

---

<sup>937</sup> ASN, « Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire du Tricastin (Drôme) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription [ECS-1] de la décision n° 2012-DC-0292 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire », Décision n° 2014-DC-0412, 21 janvier 2014, p. 5

<sup>938</sup> Seul le site de Saint-Alban a déjà fait l'objet d'une évaluation probabiliste de son aléa sismique dans le cadre du réexamen de sûreté du palier 1300 MWe dans le cadre de leur troisième visite décennale.

dur est organisée pour lancer le processus se terminant par la réunion du Groupe permanent d'experts en charge des réacteurs du 26 janvier 2016. Entre ces deux dates, les échanges techniques ont été très importants entre les experts de l'IRSN et d'EDF, en particulier sur la thématique sismique. En effet, au cours de l'instruction, les experts de l'IRSN ont transmis à leurs homologues 26 questionnaires, dont 14 relatifs au séisme. Les réponses des experts d'EDF à ces questionnaires ont fait l'objet d'échanges techniques lors de 12 réunions d'échanges, dont 6 sur la thématique sismique. Ces réunions ont occasionné l'envoi de 38 fiches questions-réponses et fiches de synthèse et la rédaction de 27 rapports, notes techniques ou notes d'études concernant le séisme. En plus de ces éléments du dialogue technique, deux visites sur site ont été organisées, dont une dédiée à la question sismique le 9 juin 2015 à la centrale nucléaire de Saint-Alban. En plus, les fichiers informatiques contenant les données et calculs utilisés par les experts d'EDF ont été transmis à leurs homologues de l'IRSN pour favoriser l'instruction<sup>939</sup>. Cette présentation quantitative de l'instruction ayant précédé la rédaction de l'avis de l'IRSN est mise en exergue dans le rapport et lors de la présentation introductive au Groupe permanent pour souligner la quantité de travail qui a été effectuée durant l'année écoulée. Plus particulièrement sur la thématique sismique, ces données justifient d'une reprise du dialogue technique entre les experts d'EDF et de l'IRSN.

Si les experts de l'IRSN soulignent la quantité de travail effectué pour cette instruction, c'est que le cadrage de l'instruction a conduit à traiter de nombreux sujets. Sur l'aléa sismique en particulier, la demande de l'Autorité de sûreté de fonder l'aléa Noyau-dur sur l'enveloppe de deux spectres, le premier issu de la majoration du spectre de référence du site (SMS), et le second par une évaluation probabiliste, a décuplé le travail nécessaire. D'une part, la nouveauté de l'évaluation probabiliste a conduit à instruire à la fois la méthode et ses résultats. D'autre part, la référence au SMS dans le premier scénario sismique oblige à expertiser les niveaux SMS. Pour les paliers 1300 et 1450 MWe, cela n'a pas occasionné de travail supplémentaire étant donné que les aléas de références des sites de ces paliers ont été réévalués lors du réexamen de sûreté respectivement lié aux troisièmes et deuxièmes visites décennales qui se sont déroulées en 2014 et 2015. À l'inverse, le palier 900 MWe n'a pas encore fait l'objet de son réexamen de sûreté en vue de la quatrième visite décennale et il fut nécessaire en parallèle de conduire l'instruction des réévaluations des aléas SMS des sites. La logique étant qu'il est nécessaire d'utiliser des niveaux SMS à jour pour éviter que les niveaux Noyau-dur ne soient pas remis en cause dans les années à venir. Ensuite, la demande de l'Autorité de sûreté faisant expressément référence à la prise en compte des effets de site particulier ajoutant une troisième thématique à instruire. Enfin, une fois ces trois premiers sujets traités, vient la question définitive qui est celle de la suffisance des niveaux d'aléa Noyau-dur EDF.

---

<sup>939</sup> IRSN, « Agressions externes extrêmes retenues pour le noyau dur des réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », Rapport IRSN N°2015-00015, décembre 2015, p.29

Les spectres relatifs au séisme majoré de sécurité des sites du palier 900 MWe ont été transmis à l'IRSN par EDF à la fin de l'année 2013 en prévision du réexamen de sûreté. La détermination de ces spectres s'effectue toujours sur la base de la règle fondamentale de sûreté telle que publiée en 2001. De ce fait, les divergences historiques d'interprétation de la règle entre les experts de l'IRSN et d'EDF sont encore présentes et ont fait l'objet de débats, de certains accords et aussi de recommandations IRSN. En particulier, la pratique des experts d'EDF d'apposer un filtrage par l'intensité dans la sélection des séismes de référence conduisant à ne pas tenir compte des séismes proches potentiellement plus riches en mouvements à haute fréquence est toujours en vigueur et toujours catégoriquement refusée par les experts de l'IRSN. Ces derniers considèrent effectivement qu'il faut tenir compte de tous les séismes susceptibles d'engendrer les mouvements les plus forts pour chaque fréquence. Dans le cadre de cette instruction, les experts de l'IRSN insistent particulièrement sur le site de Fessenheim où la pratique EDF conduit selon eux à une sous-évaluation manifeste des mouvements à haute fréquence pour le spectre SMS. Les experts de l'IRSN rédigent alors une recommandation demandant à leurs homologues de tenir compte du séisme de Kaiserstuhl de 1926 en complément du séisme de Bâle 1356 dans la définition des spectres SMHV et SMS. Un autre désaccord historique concerne l'estimation des intensités de certains séismes du centre de la France. Pour ces séismes, les experts d'EDF utilisent des paramètres différents de ceux de la base de données communes SisFrance. Cela impacte particulièrement le site de Chinon et le séisme de Sainte-Maure de 1657 qui, pour les experts de l'IRSN, est injustement sous-estimée. D'autres sites sont impactés par de légères différences de paramètres des séismes anciens, mais seul celui de Chinon fait l'objet d'une recommandation dédiée.

Par ailleurs, la pratique d'évaluation des séismes de référence des experts d'EDF a évolué, notamment par rapport au zonage sismique. Le cas le plus flagrant concerne le site de Blayais et la prise en compte du séisme de l'entre-deux-mers de 1759. Lors du réexamen de sûreté des années 2000, les experts d'EDF avaient en effet considéré ce séisme, survenu à proximité de Bordeaux, comme non déplaçable *a priori* sous le site du Blayais, car appartenant à une structure géologique particulière. Le nouveau zonage proposé utilise un découpage en région plus vaste. Cela conduit, pour le site de Blayais, à utiliser le séisme de l'entre-deux-mers comme nouveau séisme de référence pour le SMHV et le SMS. La prise en compte de ce séisme engendre une augmentation notable de la sismicité sur le site comme le remarquent les experts de l'IRSN<sup>940</sup>. Toutefois, pour ce séisme aussi, les experts d'EDF proposent une interprétation différente du niveau d'intensité épacentrale. En l'occurrence ils proposent la valeur VII MSK au lieu de VII-VIII dans la base de données SisFrance. Les experts de l'IRSN estiment que le choix de leurs homologues est insuffisamment justifié tout en acceptant le

---

<sup>940</sup> IRSN, « Agressions externes extrêmes retenues pour le noyau dur des réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », Rapport IRSN N°2015-00015, décembre 2015, p.52

spectre EDF. Pourtant, avec une intensité VII-VIII pour le SMHV et donc de VIII-IX pour le SMS, la robustesse parasismique de la centrale aurait été compromise.

Ce jugement des experts de l'IRSN repose sur une nouvelle procédure de prise de décision de l'acceptabilité des spectres EDF fondée sur la comparaison de ces spectres avec d'autres spectres construits à partir d'autres paramétrages, par exemple en utilisant plusieurs hypothèses de zonages différents. Sur la base d'une telle exploration d'hypothèses, les experts de l'IRSN établissent un spectre SMHV médian plus un écart-type, qui englobe 84% de la variabilité des résultats. Si le spectre SMS EDF est supérieur ou globalement équivalent à ce spectre SMHV 84% alors il est jugé acceptable, car suffisamment conservatif par rapport aux incertitudes dans l'estimation du spectre SMHV. Ce mode de justification du caractère acceptable ou non des spectres souligne une nette évolution. Auparavant, les spectres SMHV IRSN étaient comparés avec les spectres de dimensionnement. Si les premiers ne dépassaient pas ou peu les seconds alors le spectre SMS EDF était jugé comme acceptable y compris en cas de grande différence ; la robustesse étant dépendante avant tout du spectre de dimensionnement. Il s'agissait d'un mode de prise de décision que l'on peut qualifier de pragmatique, fondé sur l'incidence du désaccord entre l'IRSN et EDF. Si ce désaccord n'est pas en mesure de remettre en cause la robustesse de l'installation alors nul intérêt de refuser la proposition de l'exploitant. Rappelons que la comparaison entre les spectres de dimensionnement et les spectres SMHV IRSN d'un côté et SMS EDF de l'autre est issue d'une opposition de principe qui s'est perpétuée tout au long des réexamens de sûreté précédents (*cf.* Chapitre 5 et 7). Dorénavant, les spectres de dimensionnement sont absents de tous les graphiques de l'avis de l'IRSN. L'intercomparaison s'effectue alors uniquement entre différents spectres d'aléas. Le caractère acceptable des aléas retenus par EDF est désormais estimé par rapport à l'état de l'art et à la diversité des évaluations et cela indépendamment de l'incidence ou non de telles divergences sur la sûreté effective. Pour les experts de l'IRSN, la détermination d'un séisme majoré de sécurité a pour vocation de couvrir les incertitudes liées à l'évaluation des séismes maximum historiquement vraisemblables. De ce fait, pour eux, si le spectre SMS d'EDF est enveloppe de l'incertitude entourant le spectre SMHV IRSN, défini par un niveau médian plus un écart-type aussi écrit SMHV 84%, alors il est acceptable. Il y a ici une véritable preuve de la scientification de la robustesse. La conviction vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires dépend désormais de la qualité de la démonstration scientifique, de l'évaluation des propositions d'EDF au regard de l'état de l'art, et non plus directement d'une mise en équivalence entre un aléa et une capacité de résistance d'une installation.

Une dernière évolution proposée par les experts d'EDF concerne la chaîne de transformations liant l'intensité, la magnitude et la profondeur des séismes historiques. En effet, ils ont développé et utilisé de nouvelles relations régionalisées, c'est-à-dire fondées sur des données sismiques relatives à des provinces sismotectoniques relativement homogènes. L'avantage d'une telle évolution est de mieux spécifier l'atténuation des ondes en fonction des compositions des sous-sols des différentes régions. Pour les experts de l'IRSN, autant

cette évolution est une bonne initiative qui va vers une meilleure caractérisation des paramètres des séismes, mais elle est estimée trop précoce, car conduisant à scinder la base de données nationale en plusieurs régions et de la sorte à faire reposer la chaîne de transformations sur trop peu de données. Une solution envisagée par les experts de l'IRSN est que leurs homologues d'EDF complètent les catalogues de ces régions en injectant des données issues de séismes survenus dans des régions géologiques analogues ailleurs en Europe.

En conclusion, les experts de l'IRSN estiment que les spectres SMS proposés par EDF sont satisfaisants pour les sites de Bugey, de Cruas, de Dampierre et de Saint-Laurent-des-Eaux. Par contre, ils estiment que les spectres des sites de Chinon et de Fessenheim ne sont pas satisfaisants et recommandent que les experts d'EDF tiennent compte des séismes proches pour le site du Haut-Rhin et de prendre en considération les séismes de plus forte intensité tels que contenus dans SisFrance pour le site de la région Centre-Val de Loire. Pour les sites de Tricastin, Gravelines et Blayais, les experts de l'IRSN estiment les spectres EDF acceptables sous réserve d'une meilleure prise en compte des effets de sites particuliers. Dans le cadre de la demande de l'Autorité de sûreté de tenir compte de cet aspect dans la détermination de l'aléa Noyau-dur, plusieurs effets de site particuliers sont soupçonnés sur les sites cités. Pour les experts de l'IRSN, il faut ainsi les intégrer dans l'évaluation des aléas de référence, bien que l'application stricte de la RFS n'aurait pas conduit à les prendre en compte<sup>941</sup>. Cette demande fait également écho à une volonté exprimée ailleurs d'une meilleure prise en compte des effets de site particuliers, qui a notamment fait l'objet d'une décision de l'Autorité de sûreté demande à EDF d'instrumenter ses sites nucléaires au rythme de trois par an pour obtenir, via la microsismicité, une image multidimensionnelle de son sous-sol<sup>942</sup>. Dans l'attente des résultats de cette action, les experts de l'IRSN demandent à leurs homologues de conduire des études spécifiques sur les sites de Blayais, Fessenheim, Golfech, Belleville, Gravelines, Tricastin et de Saint-Alban. Il faut également noter en conclusion que la période d'instruction entre les experts de l'IRSN et d'EDF a permis aux deux établissements de converger sur un certain nombre de points techniques. En particulier, les experts d'EDF se sont engagés à rechercher de nouvelles sources d'information concernant certains séismes anciens mal connus ainsi qu'à revisiter complètement la prise en compte de l'étude des failles sismiques dans un rayon de 25 km autour des sites tel que préconisé par le standard AIEA international<sup>943</sup>. Ainsi les experts d'EDF, se sont engagés à conduire, avant le lancement de la phase 3 des mesures post-Fukushima, à améliorer les connaissances de base sur les séismes historiques, sur l'étude des failles ainsi que sur les effets de site particulier. Ces évolutions sont jugées favorablement par les experts de l'IRSN. Néanmoins, pour

---

<sup>941</sup> Le cas de Gravelines est un particulier. Depuis les années 2000, une divergence existe entre l'IRSN et EDF sur les effets de site particulier relatif à ce site. La Vs30 du site est inférieure à 300m.s-1 et fait donc l'objet d'une étude particulière. EDF estime avoir démontré que la nature du sol du site n'est pas en mesure d'occasionner une influence négative sur les mouvements sismiques. Pour l'IRSN, la démonstration d'EDF est insuffisante.

<sup>942</sup> IRSN, « Agressions externes extrêmes retenues pour le noyau dur des réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », Rapport IRSN N°2015-00015, décembre 2015, p.124

<sup>943</sup> AIEA, « Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations », Specific Safety Guide No. SSG-9, Vienna, 2010

s'assurer du bienfondé des aléas retenus dans le réexamen de sûreté du palier 900 MWe, les experts de l'IRSN estiment nécessaire de modifier certains postulats dans l'évaluation EDF sans attendre le résultat de ces investigations de plus long terme.

Le second grand point de l'instruction concerne l'évaluation probabiliste de l'aléa sismique. Du point de vue méthodologique, les positions des experts de l'IRSN et d'EDF divergent fortement. En particulier, les études probabilistes sont le résultat de compilation de plusieurs interprétations et hypothèses auxquelles les deux corps d'experts associent des pondérations différentes. Dans l'étude EDF, plusieurs hypothèses de zonage sont utilisées, plusieurs équations de prédiction du mouvement sismique (GMPE) également ainsi que plusieurs hypothèses de définition de la magnitude maximale. À chaque hypothèse est associé un poids en fonction du degré de confiance accordé à chacune. Ainsi, l'évaluation probabiliste de l'aléa sismique repose sur la construction d'un arbre logique où chaque hypothèse concurrente à chaque étape de l'évaluation crée une branche supplémentaire de l'arbre à laquelle est associé un poids particulier dans l'évaluation finale en fonction de la conviction des auteurs dans sa véracité relative. De manière générale, les divergences entre les experts de l'IRSN et d'EDF reposent autant sur la construction de l'arbre, que sur les pondérations. Enfin, la dernière critique des experts de l'IRSN sur l'évaluation EDF est le fait d'avoir insuffisamment fait intervenir d'avis extérieurs dans son évaluation. En effet, les guides de bonnes pratiques invitent à intégrer, selon différents niveaux d'exigence, la diversité et la variété des avis d'experts dans la conduite d'une évaluation probabiliste de façon à mieux établir l'incertitude des différents paramètres<sup>944</sup>. Par exemple, le programme suisse PEGASOS de réévaluation de l'aléa sismique, lancé une première fois en 1999<sup>945</sup> puis une seconde fois en 2013<sup>946</sup>, a mis en œuvre les préconisations les plus exigeantes en la matière. Ils ont ainsi constitué quatre groupes d'experts, indépendants les uns des autres et dont certains bénéficient d'une reconnaissance internationale, devant tous travailler sur une base de données commune, constituée ensemble. Les groupes d'experts ainsi constitués travaillent séparément, mais se rencontrent périodiquement pour échanger sur leur méthode et leurs résultats. Les équipes de projet PEGASOS comprenaient environ 25 professeurs et experts renommés provenant de sept pays européens et des États-Unis. Une trentaine d'autres spécialistes suisses et étrangers ont mis leurs données et leur expertise à disposition. Au bout du compte, les différents groupes de travail agrègent leur évaluation propre pour tenir compte de la variété des avis d'expert et des incertitudes subjectives de chaque hypothèse. À l'opposé, les experts d'EDF dans leur évaluation se sont limités, du fait, selon eux, du délai contraint associé à la définition des spectres Noyau-dur, à la consultation de deux experts reconnus internationalement pour recueillir leurs avis sur leur étude.

---

<sup>944</sup> USNRC, « Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts », NUREG/CR-6372, Volume 2, 1997

<sup>945</sup> <https://www.swissnuclear.ch/fr/pegasos-meilensteine.html>

<sup>946</sup> <https://www.ensi.ch/fr/themes/seismes/>

La deuxième grande divergence méthodologique tient à l'utilisation par les experts d'EDF d'un filtrage des séismes pris en compte dans l'évaluation. Le principe de ce filtrage est d'enlever de la base de données les séismes n'occasionnant *a priori* pas de dommage sur l'installation. Cette limite a été définie par l'EPRI, l'association des exploitants nucléaires américains, en 2006 et est exprimée selon l'indicateur CAV (pour *Cumulate Absolute Velocity* ; cf. Annexe3) calé à une certaine accélération, en l'occurrence  $0,16g$ <sup>947</sup>. Ce niveau correspond au seuil à partir duquel l'arrêt atomique du réacteur peut devenir défaillant. L'utilisation de ce filtrage conduit à supprimer la contribution d'une partie des séismes de la base de données. La conséquence sur le spectre est la diminution globale des sollicitations à haute fréquence. Pour les experts de l'IRSN, cette pratique n'est pas acceptable. D'abord, les experts d'EDF appliqueraient de façon incomplète la démarche EPRI. Ensuite, le paramètre CAV ne serait plus considéré comme le paramètre le plus représentatif des dommages d'un séisme dans l'état de l'art. De plus, ce paramètre est utilisé pour définir un seuil à partir duquel il faut adapter la conduite d'un réacteur, car définissant la limite à partir de laquelle l'arrêt atomique peut être considéré comme probablement défaillant et est, de ce fait, inadapté à une étude de vérification de comportement des bâtiments et équipements du Noyau-dur. Enfin, il s'agit d'une pratique d'ingénierie qui est utile pour évaluer le risque, mais qui n'a pas de raison d'intervenir dans l'évaluation de l'aléa sismique. Face à cette double divergence, les experts de l'IRSN ne se sont pas contentés d'expertiser l'évaluation EDF, mais ont réalisé une évaluation probabiliste propre permettant de quantifier les conséquences de ces divergences. Cette contre-évaluation est fondée sur les mêmes données d'entrée que celles utilisées par leurs homologues d'EDF, mais avec un paramétrage différent de l'arbre logique.

En dernière étape de son avis, les experts de l'IRSN établissent, site par site, leur appréciation des spectres EDF pour l'aléa Noyau-dur à partir des instructions séparées sur la suffisance des spectres SMS, sur les effets de site et sur la méthodologie de l'évaluation probabiliste. Il est à préciser que les experts de l'IRSN prennent en considération les spectres probabilistes EDF sans l'utilisation du filtrage par le CAV présupposant du caractère irrecevable de cette méthode. Une nouvelle fois, les experts de l'IRSN fondent leur appréciation sur une procédure *ad hoc* qui ne prend pas en considération les spectres de dimensionnement. Dans un premier temps, ils utilisent leur propre évaluation probabiliste comme un point de référence « cible » représentant, selon eux, le spectre par site le plus approprié<sup>948</sup>. Ainsi, si le spectre probabiliste EDF est proche du spectre cible de l'IRSN, il est considéré comme satisfaisant et accepté. Dans le cas contraire, si le spectre EDF est nettement inférieur au spectre cible, les experts de l'IRSN le jugent insatisfaisant. Dans ce cas-là, plusieurs cas de figure sont possibles : soit le spectre probabiliste cible IRSN est entièrement enveloppé par le spectre  $1,5 \times$  SMS EDF et, dans ce cas-là, l'aléa Noyau-dur EDF est accepté ; soit le spectre

---

<sup>947</sup> Rapport EPRI (Electric Power Research Institute), « Program on Technology Innovation: Use of Cumulative Absolute Velocity (CAV) in Determining Effects of Small Magnitude Earthquakes on Seismic Hazard Analyses », Final report 1014099, august 2006.

<sup>948</sup> IRSN, « Agressions externes extrêmes retenues pour le noyau dur des réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », Rapport IRSN N°2015-00015, décembre 2015, p.152

IRSN dépasse les deux spectres EDF dans certaines fréquences et alors les experts de l'IRSN préconisent que leurs homologues d'EDF retiennent un spectre probabiliste, issu de son propre calcul, mais en considérant fractile 84 % ou bien le spectre moyen au lieu médian. De même, les spectres probabilistes cibles IRSN sont utilisés comme point de référence pour juger de l'acceptabilité des spectres correspondant au SMS multiplié par 1,5, indépendamment de la position IRSN sur leur bienfondé dans le cadre du réexamen de sûreté. Par exemple, le spectre 1,5 x SMS du site de Chinon est jugé acceptable dans le cadre du Noyau-dur, bien que le SMS ne soit pas jugé acceptable dans le cadre des réexamens de sûreté. En effet, le spectre associé à ce scénario par EDF est supérieur au spectre probabiliste cible pour les fréquences au-dessus de 3Hz. Par contre, pour les fréquences plus basses les experts de l'IRSN estiment que les deux spectres EDF sont trop faibles par rapport au spectre probabiliste cible (cf. Figure 35). En conséquence, ils recommandent à EDF de prendre comme spectre probabiliste non pas le spectre médian, mais le spectre correspondant au fractile 84% qui est superposé au spectre probabiliste cible IRSN pour les fréquences inférieures à 3Hz, les fréquences supérieures étant définies par le spectre 1,5 x SMS. Cette procédure vise à standardiser la prise de décision et à faire reposer l'acceptation des spectres de mouvements sismiques Noyau-dur sur une base argumentée. Globalement, la logique est de retenir un spectre qui soit suffisamment à basses et à haute fréquence par rapport à la variabilité de l'évaluation. Les experts de l'IRSN proposent en réalité un certain compromis qui vise à ne pas considérer systématiquement l'évaluation la plus conservative, mais à garantir que les spectres Noyau-dur ne présentent pas de trou à certaines fréquences<sup>949</sup>. Ainsi, quand certaines hypothèses conduisent à des résultats très différents, l'IRSN demande à EDF de se couvrir de cette incertitude épistémique.

---

<sup>949</sup> Ibid., p.159



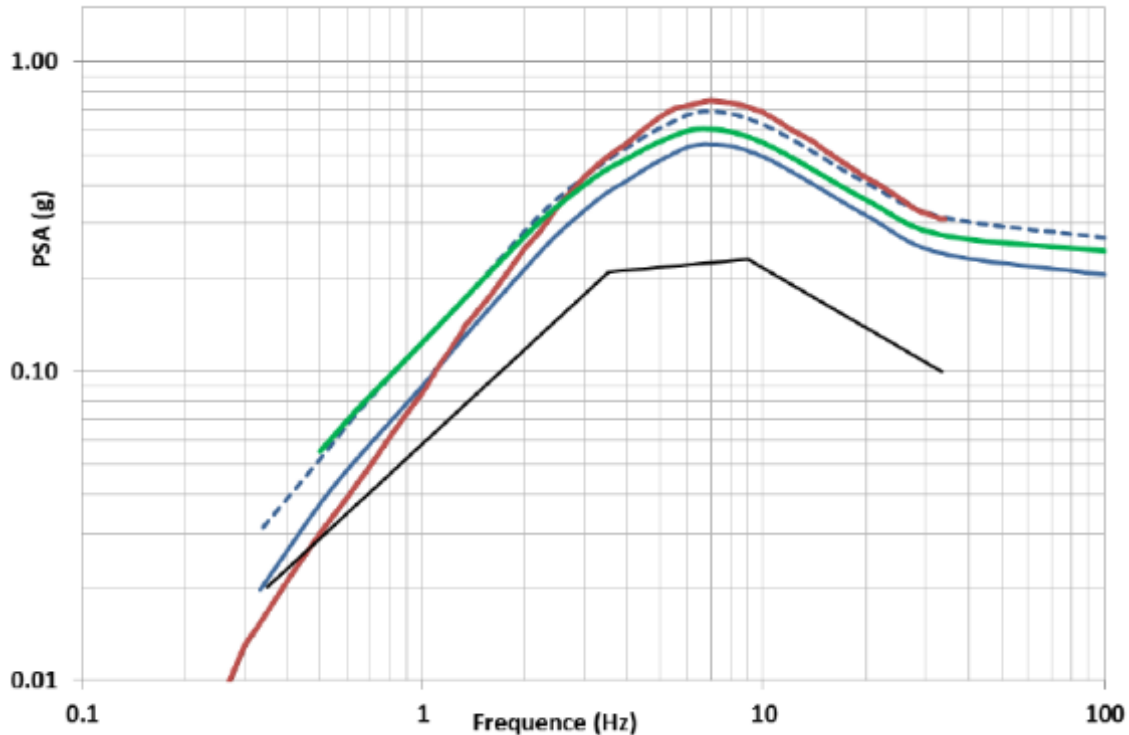


Figure 35: Comparaison des spectres d'aléas du site de Chinon pour le spectre 1,5 x SMS EDF (ligne rouge), le spectre probabiliste médian à 20 000 ans d'EDF (ligne bleue), spectre probabiliste d'EDF correspondant au fractile 84 % (ligne bleue pointillée), spectre probabiliste cible IRSN (courbe verte) et spectre minimal forfaitaire (ligne noire) (source : IRSN, « Agressions externes extrêmes retenues pour le noyau dur des réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », Rapport IRSN N°2015-00015, décembre 2015, p.158)

En fin de compte, les experts de l'IRSN estiment que les aléas Noyau-dur EDF, sans filtration par le CAV, sont satisfaisants pour 9 des 19 sites (Dampierre, Saint-Laurent-des-Eaux, Cattenom, Flamanville, Golfech, Nogent-sur-Seine, Paluel, Penly et Civaux). Pour 6 des 10 sites restants, ils estiment les composantes probabilistes des aléas Noyau dur EDF acceptables à condition que les experts d'EDF retiennent le spectre moyen ou au fractile 84% plutôt que le spectre médian (Blayais, Bugey, Cruas, Belleville, Chooz et Chinon). Pour la composante déterministe, relative au scénario 1,5 fois le SMS, les experts de l'IRSN estiment que 3 sites parmi les 10 restants sont insatisfaisants (Chooz, Chinon et Fessenheim). Pour 3 autres sites, ils estiment la prise en compte des effets de site particuliers est insuffisante et de nature à remettre en cause l'aléa Noyau-dur (Gravelines, Tricastin, Saint-Alban). Enfin, pour deux des 10 sites restants, ils estiment que la prise en compte de l'étude des failles dans l'évaluation probabiliste est insatisfaisante et de nature à remettre en cause l'aléa Noyau-dur (Fessenheim et Tricastin). Ainsi, certains sites cumulent plusieurs insuffisances : c'est le cas du site de Chinon pour lequel les deux composantes du Noyau-dur sont jugées insatisfaisantes ; c'est le cas également du site de Tricastin pour lequel la prise en compte des effets de site ainsi que celle des failles est jugée insatisfaisante par les experts de l'IRSN.

L'instruction de l'aléa sismique pour le Noyau-dur a entraîné le traitement de quatre grandes thématiques : les spectres des séismes majorés de sécurité des sites du palier 900 MWe dans le cadre de leur réexamen de sûreté ; la prise en compte des effets de sites particulier ; la méthodologie de l'évaluation probabiliste de l'aléa sismique ; les spectres d'aléa sismique Noyau-dur des sites. Ainsi, au cours d'une même instruction, il fallut mélanger des sujets très différents comme la prise en compte des nouvelles connaissances dans le cadre de la réévaluation de sûreté du palier 900 MWe, développer une nouvelle méthode d'évaluation et se positionner sur la suffisance des aléas retenus pour le Noyau-dur. À la fin des réunions techniques, 22 points de divergence persistent encore entre les experts de l'IRSN et d'EDF : 6 relatifs au spectre SMS dans le cadre des réexamens de sûreté, 6 relatifs aux effets de site, sur le filtrage par le CAV et 9 sur les aléas Noyau-dur. Les experts d'EDF, en s'engageant à conduire des études à la fois sur les séismes anciens mal connus, à instrumenter ses sites et à lancer un projet d'étude des failles ont pu réduire ce nombre à 14 : 4 sur les SMS du palier 900 MWe, 3 sur les effets de site, 1 sur le CAV et 6 sur les aléas Noyau-dur. Ces 14 points, qui n'ont pas trouvé d'accord entre les experts de l'IRSN et d'EDF, font l'objet d'autant de recommandations qui seront discutées devant le Groupe permanent réacteur. Ce nombre de recommandations pour une instruction est très élevé. À titre de comparaison, l'ensemble des autres aléas du Noyau-dur (inondations et aléas climatiques) ont fait l'objet de 12 divergences techniques, qui ont toutes pu être réglées en amont de la rédaction de l'avis de l'IRSN et ne font donc l'objet d'aucune recommandation.

Parmi les divergences qui n'ont pas pu être soldées entre les experts de l'IRSN et d'EDF sur l'aléa sismique, beaucoup concernent des rapports différenciés à l'état de l'art. À titre d'exemple, les experts d'EDF considèrent que leur évaluation probabiliste de l'aléa sismique est parfaitement conforme aux connaissances disponibles, qu'il a été approuvé par des experts reconnus internationalement et que de ce fait il n'y a pas lieu de remettre en cause la suffisance des spectres médians qu'ils ont définis. Il est ainsi écrit dans la lettre de positions et actions EDF que :

*« Le bienfondé de ces choix méthodologiques a été confirmé au travers d'une revue effectuée par deux experts internationaux. EDF considère de ce fait comme recevables et argumentés les hypothèses retenues dans ses calculs probabilistes, et les spectres UHS 20 000 ans médians construits sur ces bases. Dans ce cadre, EDF estime qu'il n'est pas justifié de retenir un spectre UHS 20 000 ans associé au fractile 84 % pour les fréquences inférieures respectivement à 2 Hz pour Blayais et Bugey, 1,3 Hz pour Cruas et 1.8 Hz pour Belleville »<sup>950</sup>*

Dans le même ordre d'idée, les experts d'EDF estiment avoir étudié la sismicité des failles à proximité de Tricastin et de Fessenheim en accord avec la littérature. Position que les experts de l'IRSN contestent en faisant appel à une autre littérature. Dans d'autres cas, c'est moins l'alignement avec l'état de l'art que l'exigence dans la démonstration qui génère des divergences. C'est notamment le cas pour les effets de sites particuliers où les experts d'EDF

---

<sup>950</sup> Ibid., Annexe, p.30

estiment avoir suffisamment démontré que le risque était exclu sur les sites de Tricastin, Gravelines, Blayais, Fessenheim, Golfech et de Belleville. Enfin, ce sont des divergences historiques sur l'interprétation de la règle fondamentale de sûreté 2001-01 qui sont insolubles, comme dans le cas de la prise en compte des séismes proches à Fessenheim.

L'avis de l'IRSN traite beaucoup de thématiques (4), dont certaines innovantes (évaluation probabiliste), intervenant dans deux processus distincts (Noyau-dur et réexamen de sûreté palier 900 MWe) et débouchant sur de nombreux points de dissensus avec les experts d'EDF (14). Par ailleurs, l'avis de l'IRSN se fonde sur un mode original de prise de décision. En effet, sur les spectres SMS du palier 900 MWe comme sur les aléas Noyau-dur, les experts de l'IRSN ont fondé leur avis sur des valeurs cibles représentant selon eux l'état de l'art. Dans le cas du Noyau-dur il s'est agi de comparer les spectres issus des deux scénarii sismiques EDF à un spectre probabiliste cible IRSN et, dans le cas des SMS du palier 900 MWe, il s'est agi de comparer les spectres SMS EDF avec des spectres SMVH 84 % construits à partir de plusieurs hypothèses. Ce point atteste d'une scientification des critères de décision des experts de l'IRSN qui n'utilisent plus la référence au spectre de dimensionnement pour tenir compte de l'impact sur la sûreté des décisions scientifiques. Dans le cas présent, seul l'état des connaissances scientifiques est un argument légitime pour fonder le jugement des experts de l'IRSN sur l'aléa sismique et donc la conviction vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires. L'aspect très singulier de cette instruction et de la situation générale du dialogue technique sur la question de l'aléa sismique va rendre très difficile la tâche du Groupe permanent dans la construction de son avis.

## 9.2.2. Le Noyau-dur et la fin du dialogue technique

La réunion du Groupe permanent se tient le 26 janvier 2016. L'ordre du jour de la réunion est pratiquement intégralement consacré à l'aléa sismique, qui est le seul pour lequel des recommandations ont été proposées par les experts de l'IRSN. Trois points de contexte singulier doivent être notés. En premier lieu, depuis 2014 un expert indépendant, totalement extérieur aux différents organismes du nucléaire et affilié au mouvement antinucléaire est membre du Groupe permanent d'experts en charge des réacteurs. En second lieu, les membres du Groupe permanent laboratoires et usines ont été invités à assister le Groupe permanent réacteur dans son examen. Enfin, une poignée d'experts, sismologues, géologues et géophysiciens, extérieurs à l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire ont été invités par l'Autorité de sûreté à participer activement à la réunion. Ces trois éléments de contexte sont révélateurs de deux choses : une relative ouverture de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire et le besoin du Groupe permanent réacteur de se faire épauler de spécialistes pour dégrossir des divergences qui sont présentées dans leur cru scientifique. À cela, il faut ajouter une ultime précision avant de plonger au cœur de l'examen des aléas Noyau-dur par le Groupe permanent. Préalablement à la réunion, les experts d'EDF ont

organisé deux séances d'information auprès des membres des Groupes permanents réacteur et laboratoire et usine pour leur présenter les résultats du projet SIGMA. Ces résultats ne sont pas utilisés dans le dossier EDF en support de cette instruction. Par contre, ces résultats sont largement mobilisés par les experts EDF lors de la réunion pour justifier du caractère conservatif des postulats et des résultats de ses évaluations. Ce point est extrêmement important compte tenu du fait que l'instruction, les débats et les recommandations ont une connotation très scientifique et que les positions IRSN et EDF se fondent principalement sur des appréciations divergentes de l'état de l'art. Effectivement, pour les experts d'EDF, le projet SIGMA donne des indications sur la trajectoire de l'état des connaissances scientifiques, sur les points où les incertitudes s'estompent et sur le côté de la balance vers lequel tendent à s'orienter les faits nouveaux. Ainsi, le projet SIGMA est invoqué à de nombreuses reprises par les experts d'EDF pour justifier que les positions IRSN sont souvent exagérément conservatives et que les futures connaissances leur donneront raison. Le contexte particulier de la réunion ainsi que la teneur originale de cette instruction ont donné lieu à une série de prises de parole liminaires, d'ordre général, qui a dû être stoppée par le président du Groupe permanent réacteur pour faire respecter un timing serré. Au-delà des prises de paroles variées, toutes se rejoignent sur un point : l'inquiétude des membres du Groupe permanent face à la scientification de l'expertise en sûreté ainsi que de ses conséquences pratiques sur la robustesse. En témoigne cette intervention d'un des membres du Groupe permanent réacteur :

*« J'ai une remarque très, très générale. Dans ce dossier, je vois beaucoup de belles sciences, beaucoup de mathématiques que je suppose belles parce que mon niveau en mathématiques n'atteint pas celui qui est développé, mais il y a peu de raisonnements physiques. En particulier, il me semble qu'il manque un petit peu de sens de l'ingénieur, de bon sens et de ce que j'appelle de la "raisonnabilité". La raisonnabilité est quelque chose qui me semble fondamental dans la démarche de sûreté. C'était appliqué avant. Je peux me permettre de dire cela, vu que je suis un vieux maintenant. Cela me semble disparaître petit à petit, le sens physique, le sens de l'ingénieur et la raisonnabilité. Pour moi, c'est peut-être un peu plus évident pour ce dossier que pour d'autres »<sup>951</sup>*

Le sens physique, le sens de l'ingénieur et la raisonnabilité sont, selon cet intervenant, les points cardinaux de la robustesse des installations nucléaires. Malheureusement, ces points cardinaux auraient tendance, de façon générale, mais plus encore dans le cadre de cette instruction, à disparaître au profit des seuls débats d'experts scientifiques. Sans vouloir lui donner tort ou raison, il apparaît néanmoins effectif que, d'un point de vue historique, le Groupe permanent a été relativement épargné de l'examen des questions d'aléa sismique jusqu'à l'accident de Fukushima. Dans les années 1970, ces questions étaient confinées au sein d'un groupe de travail mixte EDF-CEA qui s'efforçait de dépasser les divergences internes pour présenter une position commune au Groupe permanent qui se contentait de

---

<sup>951</sup> Groupe permanent réacteur, « Relevé des discussions de la réunion consacrée à l'examen des agressions externes extrêmes retenues pour la mise en place du "noyau dur" », 28/01/2016, p.5

la suivre sans revenir dessus (cf. Chapitre 4). Dans les années 1990, avec la mise en place des premiers réexamens de sûreté le Groupe permanent a eu la charge d'établir les règles du jeu concernant les réévaluations de sûreté, ce qui lui permettait de se positionner sur l'acceptabilité des aléas EDF réévalués sans avoir besoin de plonger dans les détails techniques (cf. Chapitre 5). Lors de la mise à jour de la règle fondamentale de sûreté au tournant des années 2000, c'est encore par un groupe de travail mixte qu'une proposition commune EDF/IRSN a émergé. Par contre, certains points de divergences techniques, insolubles par le dialogue technique avaient déjà mobilisé le Groupe permanent pour trancher des questions scientifiques. Le nombre de points était cependant très limité et avait pu être résolu en prenant la position la plus conservatrice (cf. Chapitre 6). Après la parution de la nouvelle règle et face aux divergences d'interprétation, la question de l'aléa sismique avait dû être dissociée du processus de maintenance et régie par décision de l'Autorité de sûreté (cf. Chapitre 7). Après l'accident de Fukushima, les nouvelles problématiques liées à l'aléa sismique ont réintroduit la thématique dans le giron des réunions des Groupes permanents. En l'absence de dialogue technique préalable entre les experts d'EDF et de l'IRSN, le débat s'est improvisé lors des réunions des Groupes permanents qui ont pu trouver une échappatoire en 2011 en demandant la détermination d'un aléa forfaitaire par rapport au référentiel existant (cf. Chapitre 8) et en 2012 en demandant de conduire l'instruction qui n'avait pas eu lieu. Malgré le fait que l'instruction se soit tenue, qu'elle fut dense en termes de travail et de thématiques traitées, la question de la détermination de l'aléa sismique du Noyau-dur fait encore l'objet de nombreuses dissensions qui ne posent pas la question du caractère suffisant de l'aléa, mais du caractère satisfaisant du fondement scientifique des positions de chacun. C'est que, depuis la fin de la relation l'instauration collaborative de la robustesse au tournant des années 2000, les deux camps ont quitté le terrain de la construction d'une position raisonnable au regard des contraintes tant scientifiques qu'industrielles et se sont armés pour combattre sur le terrain de la légitimité scientifique. Ce changement de terrain a deux conséquences principales : d'une part il tend à cloisonner les questions selon les spécialités scientifiques et, d'autre part, il exclut la possibilité d'un compromis technico-industriel puisqu'il engage la véracité de la science. La formulation scientifique des divergences entre les experts de l'IRSN et d'EDF enlève au Groupe permanent toute prise sur leur règlement. Les Groupes permanents d'experts sont composés d'experts généralistes des questions de sûreté et de représentants des différents organismes du nucléaire, exploitant comme constructeur ou contrôleur. Du fait de cette composition, la compétence essentielle du Groupe permanent est de pouvoir articuler les différentes problématiques techniques entre elles pour faire ressortir les enjeux de sûreté et de pouvoir mettre en relation les contraintes des différents organismes dans l'édiction de solutions consensuelles. La scientification ôte alors tout son pouvoir d'agir au Groupe permanent du fait que les problématiques techniques, étant réduites à leur légitimité scientifique, ne peuvent plus être mises en relation avec d'autres ou avec une vision plus générale de la robustesse et que l'accommodement des contraintes de différents ordres est empêché par le camouflage des enjeux dans le langage commun de la science.

Le cloisonnement des questions techniques est vu d'un mauvais œil par les membres du Groupe permanent. En particulier, comme le rappelle un membre du Groupe permanent et expert de l'IRSN, considérer les thématiques techniques de façon isolée n'a pas grand intérêt pour la robustesse des installations nucléaires :

*« Concernant le séisme, on va discuter des niveaux de sollicitations sans parler de ce que l'on fait de ces sollicitations, en particulier des méthodes de calcul qu'il y a derrière. Or, à partir du moment où certains matériels sont existants et où certaines constructions sont en cours, on sait que l'on va pousser l'exploitant, à partir d'un certain niveau de séisme, à utiliser des méthodes non linéaires qui sont un petit peu la porte ouverte à tous les abus parce que l'on sait très bien que, même si ce n'est pas quantifié, les méthodes linéaires contiennent des marges importantes, voire très importantes, alors que quand on rentre dans les méthodes non linéaires, on n'a plus trop d'expérience de ce que l'on fait. Augmenter indéfiniment le niveau de séisme pour des raisons probabilistes qui ne sont pas toujours très claires, c'est un peu se voiler la face parce que, de toute façon, derrière, cela va engendrer des méthodes de calcul qui, à mon avis, ne sont pas très souhaitables »<sup>952</sup>*

La robustesse parasismique comporte deux versants et repose sur un juste équilibre des deux. Trop augmenter l'aléa conduirait inéluctablement vers l'utilisation de méthodes de vérification de comportement plus réalistes. Pour cet intervenant, préserver l'utilisation des méthodes usuelles, linéaires, permet de préserver un certain nombre de marges et de s'assurer une bonne confiance dans le bon comportement des installations pour les aléas considérés. À l'inverse, l'utilisation de méthodes réalistes ouvre la possibilité de démontrer un bon comportement pour des niveaux d'aléas bien supérieurs, mais avec une assurance et une confiance bien moindre dans la fiabilité du résultat. Ainsi, il préconise implicitement de préserver les marges du versant réponse des installations plutôt que de chercher des marges supplémentaires du côté de l'aléa qui seraient nécessairement compensées par une réduction équivalente des marges sur l'autre versant. Ainsi, soit on choisit des aléas très élevés, mais sans démontrer réellement la résistance des installations, soit on fait cette démonstration, mais avec des aléas plus faibles.

Cela est d'autant plus vrai que l'Autorité de sûreté, dans sa décision de janvier 2014, a autorisé l'utilisation de méthodes réalistes si les méthodes classiques ne permettaient pas de démontrer le bon comportement des équipements existants. Quelque part, le niveau de robustesse du Noyau-dur est déjà défini : il est équivalent au niveau moyen de résistance hors dimensionnement des équipements Noyau-dur déjà existants. Les experts d'EDF se sont engagés à renforcer ou remplacer certains de ses équipements, mais sous réserve de respecter des conditions économiquement acceptables. De ce fait, il est évident que tous les équipements existants du Noyau-dur, dont la liste a très nettement augmenté depuis la proposition EDF de 2012, ne seront pas renforcés ou remplacés. Il faut donc que, pour être réaliste, l'exigence de robustesse du Noyau-dur corresponde à un niveau atteignable par une série d'équipements déjà présents. Pour atteindre ce niveau Noyau-dur, qui existe

---

<sup>952</sup> Ibid., p.8

implicitement dans les courbes de fragilité de certains composants qu'il serait trop onéreux de remplacer, il n'y a que deux possibilités : soit définir un aléa sismique raisonnablement élevé dont on peut démontrer par les méthodes de vérification usuelles que la majorité des équipements Noyau-dur existants tiennent ; soit définir un aléa sismique très élevé dont seule l'utilisation de méthodes de vérification dite « réalistes », mais qui sont surtout exploratoires, pourrait réussir à démontrer le bon comportement des équipements existants. Pour un expert de l'IRSN, qui fait partie du service d'analyse des matériels et des structures de l'IRSN, c'est la première solution qu'il faut emprunter, car elle seule permet de s'assurer de l'efficacité du Noyau-dur. Pour un expert du BERSIN, c'est la seconde solution qu'il faut emprunter parce qu'elle définit un aléa sismique incontestablement élevé au regard des connaissances scientifiques.

La réunion du Groupe permanent se poursuit avec d'autres interventions du même acabit allant toutes dans le sens d'un appel vers un retour au mode de fonctionnement traditionnel fondé sur une vision intégrative des questions techniques et des enjeux de chacun. Mais les règles du jeu ont évolué. Dorénavant, le Groupe permanent fonctionne sur des saisines de l'Autorité de sûreté et doit s'atteler autant que faire se peut à répondre aux questions posées. Ainsi le président du groupe permanent conclut cette phase introductive en rappelant ses nouvelles règles de fonctionnement :

*« J'ai dit que c'était la dernière intervention, mais j'avais réservé la mienne. Je voudrais rappeler que, quand on a commencé à parler du noyau dur, on a eu presque tout de suite une bataille d'experts sur les niveaux de séisme à retenir. Le groupe permanent n'est pas arrivé à conclure et s'en est remis à la sagesse de l'ASN pour définir le niveau de séisme à retenir. L'ASN a pris ses responsabilités. Elle a défini le niveau de séisme "noyau dur" avec les trois composantes qui ont été rappelées tout à l'heure. Le but de la réunion d'aujourd'hui, c'est de voir comment EDF a répondu à ces prescriptions de l'ASN. Ce n'est pas de les remettre en cause. Je pense donc que c'est ce qu'il faut avoir en tête pendant toute cette journée. "L'ASN peut se tromper", dit-on venimeusement à ma droite. Du temps où j'y étais, elle ne se trompait pas, mais c'est vrai qu'elle peut se tromper. Nous fonctionnons quand même sur saisine de l'ASN. Si nous estimons que la question qui nous est posée n'a pas de sens, nous pourrions exprimer dans notre avis, avec beaucoup de politesse, que la question n'a pas de sens, mais il faut essayer de répondre à cette question telle qu'elle nous est posée. Cela étant dit, je passe la parole au rapporteur pour le premier point à l'ordre du jour »<sup>953</sup>*

Tant bien que mal, le Groupe permanent réacteur, épaulé par le Groupe permanent laboratoire et usine ainsi qu'une poignée d'experts extérieurs dépêchés pour l'occasion essaient de démêler les oppositions entre les experts de l'IRSN et d'EDF sur les nœuds scientifiques de l'aléa sismique du Noyau-dur. La logique mise en œuvre par le président du Groupe permanent réacteur est de trier les recommandations qui sont de son ressort. Celles qui tiennent exclusivement de l'opposition d'experts sont supprimées, le Groupe permanent ne souhaitant pas se positionner dans le cadre du débat scientifique. À l'inverse, les

---

<sup>953</sup> Ibid., p.8-9

recommandations pouvant être exprimées sur le plan de la sûreté des installations, traduites en termes d'enjeu de sûreté peuvent être l'objet d'un avis du Groupe permanent. Par exemple, la recommandation portant sur les niveaux d'intensité macrosismique des séismes anciens, pour lesquelles les experts d'EDF prennent des libertés vis-à-vis de la base de données SisFrance, a été supprimée non pas parce qu'elle serait infondée, mais parce qu'elle n'est pas du ressort du Groupe permanent. Pour arriver à cette décision, les membres du Groupe permanent ont détricoté les fondements de la recommandation. Pour eux, si les experts d'EDF n'avaient pas considéré certains séismes anciens, la recommandation aurait été gardée, mais puisqu'ils ont tenu compte de ces séismes en les caractérisant différemment, il s'agit strictement d'un débat d'experts<sup>954</sup>.

Le classement des recommandations dans le périmètre des compétences du Groupe permanent a une issue très incertaine qui dépend de la capacité des intervenants et des membres du Groupe à traduire le débat scientifique en enjeux de sûreté. Un bon exemple du caractère profondément incertain de ce classement est celui portant sur la recommandation visant la remise en cause de la pratique de filtrage par l'intensité des séismes de référence conduite par les experts d'EDF ; cette question est traitée en pratique par la prise en compte ou non du séisme de Kaiserstuhl 1926 parmi les séismes de référence de la centrale de Fessenheim. La discussion s'est engagée sur le terrain de la nocivité des séismes proches. Les experts d'EDF, s'appuyant sur le dossier constitué en 2000 et sur les futurs résultats probables du projet SIGMA, ont pratiquement convaincu l'auditoire que les séismes proches de faible magnitude conduisant à des mouvements riches en hautes fréquences ne sont pas nocifs pour ses centrales nucléaires ; que ce sont les méthodes de calcul et d'analyse du comportement des ouvrages utilisées dans le nucléaire qui conduisent, du fait de leur imperfection, à très largement surévaluer la nocivité de ces séismes. C'est pour contrebalancer ce défaut inhérent aux méthodes d'analyse utilisées dans le nucléaire que les experts d'EDF pratiquent le filtrage par l'intensité. Cet argumentaire a pratiquement obtenu l'assentiment général et la recommandation était prête à être supprimée quand un membre du Groupe permanent a fait remarquer que ce que les sismologues appellent de hautes fréquences n'est pas des hautes fréquences pour les ingénieurs en génie mécanique et génie civil. En effet, les sismologues catégorisent une partie haute fréquence par opposition à une partie basse fréquence, mais sans attribuer de valeur à ces fréquences ; il s'agit simplement pour eux d'un vocable pour désigner la partie du spectre à partir de laquelle le spectre du séisme proche dépasse le spectre de référence EDF. Or, pour Fessenheim, l'intersection des deux spectres a lieu aux alentours de 4 Hz, alors que les hautes fréquences des ingénieurs sont considérées à partir de 10 Hz, car il s'agit de la limite qui sépare globalement la gamme de fréquences propres des bâtiments et celle des matériels. Cette remarque a complètement rebattu les cartes et partagé l'avis de l'assemblée qui était pratiquement unanime auparavant. Cette recommandation a pu être traduite en termes d'enjeu de sûreté : les experts de l'IRSN recommandent que leurs homologues prennent en considération le séisme de Kaiserstuhl en

---

<sup>954</sup> Ibid., p.23-24



complément du séisme de Bâle comme séismes de référence pour le SMHV, donc le SMS et donc le SMS x 1,5 du Noyau-dur ; la prise en compte du séisme proche augmente le spectre d'aléa du site pour les fréquences supérieures à 4 Hz ; cette augmentation a des répercussions dans la définition de l'aléa SMS du site pour le réexamen de sûreté et pour le Noyau-dur ; globalement, pour certains bâtiments et certains équipements elle conduit à retenir des sollicitations plus fortes dans les études de vérifications de résistance et/ou de fonctionnement ; l'argument des experts d'EDF est de dire que les mouvements hautes fréquences sont moins nocifs ; entre 4Hz et 10Hz, il ne s'agit cependant pas de hautes fréquences et l'écart avec le spectre EDF atteint par endroits un facteur 2. La nouvelle question qui se pose au Groupe permanent est alors la suivante : sachant que la prise en compte du séisme de Kaiserstuhl augmente le spectre de mouvement au-delà de 4Hz et que pour les mouvements au-delà de 10Hz il risque de conduire à des sollicitations inutilement conservatives au regard des connaissances, du fait de l'imperfection des méthodes d'analyse, y a-t-il un intérêt suffisant pour la sûreté à recommander aux experts d'EDF de le prendre en compte en comparaison des complications inutiles que cela entraînera ? Dans ces termes, la question autour de la recommandation est dans le périmètre de compétence du Groupe permanent. À la suite de cette traduction, le gain pour la sûreté peut être évalué : la prise en compte du séisme de Kaiserstuhl augmente les sollicitations de vérification de robustesse de l'installation entre 4 et 10Hz. À la suite de ce constat, la discussion reprend pour évaluer l'incidence d'une telle recommandation pour l'exploitant. Pour cela, le président du Groupe permanent engage la discussion avec l'exploitant :

*« Président du GPR : Cela m'amène à poser une question. Si l'on adopte la recommandation, qu'est-ce que cela change ?*

*[...]*

*EDF : Aujourd'hui, nous avons pris une PGA de 0,15g. C'est la valeur de base que nous proposons avec l'interprétation du séisme de Bâle. Les trois valeurs que nous avons déterminées sur le séisme de Kaiserstuhl avec les trois lois qui ont été évoquées tout à l'heure, de mémoire, c'est 0,13, 0,17 et 0,2g.*

*Président du GPR : Et qu'est-ce que cela change ?*

*EDF : Cela augmente un petit peu l'aléa, ce que nous ne considérons pas forcément comme justifié.*

*Président du GPR : Et qu'est-ce que cela change ?*

*EDF : On n'a pas regardé ce que cela change techniquement. Aujourd'hui, nous avons lancé nos études sur la base d'un aléa calé à 0,15 g »<sup>955</sup>*

Après avoir identifié l'intérêt pour la sûreté de la recommandation IRSN, le président du Groupe permanent réacteur tente d'identifier l'incidence de la recommandation pour l'exploitant afin de pouvoir mieux juger de sa pertinence. Ce que cette recommandation change, c'est qu'elle obligera les experts d'EDF à recommencer une partie des études qu'ils ont lancées sans tenir compte de ce séisme. Il n'y a pas besoin d'indication chiffrée au membre du Groupe permanent pour comprendre les implications du changement

---

<sup>955</sup> Ibid., p.38

d'hypothèse en cours d'étude. Les membres du Groupe permanent sont des personnes d'expérience qui ont pour la plupart travaillé à un moment de leur carrière chez un exploitant ou un industriel. Ils peuvent évaluer l'incidence relative de cette recommandation avec cette seule indication des experts d'EDF. De plus, les membres du Groupe permanent n'ont pas nécessairement besoin de connaître l'ampleur des conséquences d'une recommandation. Il suffit de savoir que cette incidence n'est pas nulle pour devoir réévaluer l'apport concret de la recommandation pour la sûreté. La question à résoudre évolue donc un peu : sachant que cette recommandation n'est pas sans conséquence pour l'exploitant, le gain pour la sûreté est-il suffisant pour devoir l'adopter ? Généralement, le Groupe permanent est rompu à répondre à ce genre de questionnement par consensus technique émergeant par la mise en perspective de l'apport de la recommandation à la sûreté. Mais, à de rares occasions, la réponse à cette question peut nécessiter un vote des membres, bien que cela soit considéré comme un échec du dialogue technique. Un tel vote a été nécessaire pour faire adopter la recommandation sur le séisme proche de Fessenheim :

*« Il me semble qu'il est temps de conclure. J'ai entendu autant d'arguments pour que d'arguments contre, donc je vais faire quelque chose que je n'aime pas faire. Je vais mettre aux voix la recommandation. Je précise que votent les membres du groupe permanent "Réacteurs" et également les membres du groupe permanent "Usines".*

...

*Qui est pour l'adoption de cette recommandation ? 20 voix.*

*Qui est contre ? 9 voix.*

*J'en ai peut-être oublié, mais il me semble y avoir plus de personnes pour la recommandation que contre, donc cette recommandation est adoptée »<sup>956</sup>*

La quintessence des difficultés éprouvées par le Groupe permanent pour traduire en enjeu de sûreté les oppositions scientifiques a été sur les six recommandations portant sur les aléas Noyau-dur. En effet, les divergences sur le paramétrage de l'évaluation donnent lieu d'emblée à une lutte d'experts opposant l'IRSN, EDF et les experts invités sur la pertinence des différents modèles, sur les choix de la magnitude maximale, sur la pondération des zonages, sur le poids relatif des études de failles et les modèles utilisés par les experts d'EDF. Cela a donné lieu à des prises de paroles très étoffées des experts d'EDF pour justifier telle ou telle hypothèse et remettre en cause les recommandations IRSN. Face à cette situation qui échappe aux domaines de compétence des membres du Groupe permanent, le président interrompt une énième intervention d'un expert EDF dans l'optique de recadrer le débat :

*« On commence à se trouver dans la situation que je ne souhaitais pas, c'est-à-dire les experts qui commencent à s'envoyer des magnitudes à la figure. On n'en sortira pas ici. Ce n'est pas nous qui allons trancher sur ce type de problème entre les experts d'EDF et ceux de l'IRSN. Je suis désolé de le dire parce que l'ASN comptait sans doute sur nous pour trancher ce problème, mais je suis comme M. X [membre du Groupe permanent réacteur], je vois au tableau une*

---

<sup>956</sup> Ibid., p.40

*colonne bleue et une colonne verte et je suis incapable de dire si la colonne bleue a plus de valeur que la colonne verte.*

*J'aurais envie d'arrêter ici la discussion et de ne même pas passer en revue les différents sites.*

*On est arrivés à la limite de la compétence collective du groupe permanent, ce qui ne veut pas dire qu'il n'y a pas des experts qui individuellement ont plus de compétences, mais cela ne serait pas sérieux d'essayer d'avoir un consensus du groupe permanent sur ces questions. Cependant, je n'empêche personne de s'exprimer, sauf les experts d'EDF »<sup>957</sup>*

La grande difficulté éprouvée par les membres des Groupes permanents tient au fait de l'utilisation de la méthode probabiliste et des oppositions méthodologiques des deux groupes d'experts. D'une part, cette méthodologie est originale et les membres de Groupe permanent connaissent moins ses rouages ; de ce fait, le travail de traduction des oppositions scientifiques en enjeux de sûreté est rendu nettement plus difficile. D'autre part, le fait de devoir examiner à la fois la méthode et ses résultats pour le Noyau-dur des sites ajoute à la confusion générale<sup>958</sup>.

Lors de la révision de la règle fondamentale de sûreté en 2000, une situation analogue était advenue. Face à la décision de prendre 7 ou 10 km comme valeur minimale de validité de la loi de prédiction du mouvement sismique, le Groupe permanent s'était estimé dans un premier temps incompetent à trancher cette question (cf. Chapitre 6). Toutefois, le processus de traduction de la question technique en enjeu de sûreté avait pu être mené à son terme. Dans le cas présent, cela semble impossible. Tant que les divergences d'ordre méthodologique ne sont pas réglées, il est impossible de traiter la question des aléas Noyau-dur, du fait qu'un changement méthodologique aurait des impacts sur de nombreux sites. Finalement, l'incompétence du Groupe permanent sur les questions méthodologiques de l'évaluation de l'aléa sismique est définitivement décrétée et il est désormais question de trouver une voie de sortie sachant que l'avis du Groupe permanent est attendu par l'Autorité de sûreté.

Plusieurs options sont envisagées par les membres du Groupe permanent parmi lesquelles abandonner complètement la composante probabiliste de l'aléa Noyau-dur en l'estimant de l'ordre de la Recherche & Développement. Une autre proposition est de retenir les spectres EDF considérant que cela présente déjà une amélioration pour la sûreté sans préjuger du caractère satisfaisant ou non de la méthode. Une autre solution proposée est de retenir un spectre moyen entre les spectres EDF et les spectres probabilistes cibles IRSN. Finalement, la position retenue est une alternative proposée par le président du Groupe permanent. Celle-ci vise à ne pas conclure sur les recommandations IRSN, à assumer l'incompétence du Groupe permanent en la matière, à proposer de retenir les spectres EDF a minima tout en ouvrant sur la possibilité de l'Autorité de sûreté d'effectuer un arbitrage différent<sup>959</sup>. La proposition du président du groupe permanent réacteur sera retenue et donnera lieu à une

---

<sup>957</sup> Ibid., p.97

<sup>958</sup> Ibid., p.99

<sup>959</sup> Ibid., p.108

rédaction particulière de l'avis. Généralement, les avis du Groupe permanent sont pré-écrits, modifiés après la réunion et validés dans la foulée. Pour ce cas particulier, il est organisé une seconde réunion qui a précisément pour vocation de clarifier la position particulière du Groupe permanent vis-à-vis de cette instruction.

L'avis du Groupe permanent est rédigé le 10 février. Il est plus long qu'à l'accoutumée. En premier lieu, le Groupe permanent donne son avis sur les aléas des sites du palier 900 MWe dans le cadre de leur réexamen de sûreté. Il estime que les aléas retenus par les experts d'EDF sont acceptables pour l'ensemble des sites du palier, mis à part le site de Fessenheim pour lequel il recommande la prise en compte des séismes proches. Par rapport aux aléas Noyau-dur, le Groupe permanent conclut que pour 9 des 19 sites, le spectre EDF, sans utilisation du filtrage par le CAV, est satisfaisant (Dampierre, Saint-Laurent-des-Eaux, Cattenom, Flamanville, Golfech, Nogent-sur-Seine, Paluel, Penly et Civaux). Pour les autres, l'avis du Groupe permanent est le suivant :

*« Concernant la démarche mise en œuvre pour établir les spectres probabilistes utilisés pour définir les spectres de réponse applicables aux SSC [Systèmes, structures et composants] du noyau dur, le Groupe permanent souligne qu'un travail important a été réalisé par EDF. Toutefois, certaines hypothèses retenues par EDF ne font pas l'objet de consensus alors qu'elles ont une influence significative sur le calcul de l'aléa ; ces hypothèses concernent en particulier les taux de sismicité retenus et la prise en compte des magnitudes maximales. En prenant d'autres hypothèses qu'il estime plus adaptées, l'IRSN a réalisé ses propres calculs et proposé ses propres spectres.*

*Dans un certain nombre de cas, les spectres probabilistes proposés par EDF sans filtrage par le paramètre CAV d'une part et par l'IRSN d'autre part sont très voisins. Le Groupe permanent estime qu'il est alors opportun de retenir cette estimation commune pour composante probabiliste du spectre représentant l'agression extrême « noyau dur ». Dans le cas contraire, le Groupe permanent ne s'estime pas en mesure de trancher entre les deux approches, et donc entre les deux résultats. Il estime qu'il convient de retenir au moins le spectre EDF non filtré par le paramètre CAV. Il souligne que l'approche probabiliste a très généralement l'effet de majorer le spectre à retenir dans les basses fréquences par rapport à l'approche déterministe, ce qui lui paraît satisfaisant »<sup>960</sup>*

Le Groupe permanent estime ainsi que les aléas Noyau-dur pour les sites où les évaluations IRSN et EDF convergent peuvent être considérés comme recevables. Pour les sites où il y a une divergence entre les deux organismes, le Groupe permanent ne s'estime pas compétent pour trancher et renvoie à l'Autorité de sûreté la responsabilité définitive d'accepter ou non les aléas Noyau-dur EDF. Cet avis du Groupe permanent sera suivi quelques mois plus tard d'une lettre de l'Autorité de sûreté nucléaire très semblable à celle de juin 2003 (cf. Chapitre 7). En effet, dans son courrier du 19 juillet 2016, l'Autorité de sûreté développe une position propre sur l'ensemble des points techniques qui font l'objet de divergence entre les experts

---

<sup>960</sup> ASN, « Avis et recommandations du Groupe permanent « Réacteurs » des 28 janvier et 10 février 2016 : Agressions externes extrêmes retenues pour le « noyau dur » des réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation », CODEP-MEA-2016-007211, 18 février 2016, p.10

de l'IRSN et d'EDF sur les aléas Noyau-dur, mais aussi sur les aléas réévalués du palier 900 MWe<sup>961</sup>.

Qu'il s'agisse des spectres SMS des sites dans le cadre des réexamens de sûreté, de la prise en compte des effets de site ou de l'évaluation probabiliste dans le cadre de la définition des aléas Noyau-dur, la position de l'Autorité de sûreté suit systématiquement la position défendue par les experts de l'IRSN. Pratiquement, chaque recommandation IRSN est convertie en demande de l'Autorité de sûreté. C'est le cas sur les divergences d'ordre méthodologique : l'Autorité de sûreté proscrit l'utilisation du filtrage par le CAV des évaluations probabilistes et demande aux experts d'EDF de consolider avant utilisation, les lois d'atténuation régionalisées qu'il utilise avec des données européennes compatibles. Sur les spectres SMS du palier 900 MWe, l'Autorité de sûreté suit l'avis de l'IRSN et acte ses recommandations sur les sites problématiques, à savoir Fessenheim et Chinon. La formulation des demandes reprend exactement la position IRSN<sup>962</sup>. L'adéquation de la position de l'Autorité de sûreté à celle des experts de l'IRSN est encore plus visible sur l'évaluation probabiliste de l'aléa sismique. En effet, l'Autorité de sûreté nucléaire reproduit l'argumentaire développé dans l'avis de l'IRSN et reprend également la solution proposée. Celle-ci consiste à considérer, pour les sites dont une divergence de résultat apparaît entre le spectre médian proposé par les experts d'EDF et celui proposé par leurs homologues de l'IRSN, de prendre en compte le spectre moyen ou fractile 84% EDF pour tenir compte des écarts. La logique de cette demande est déclinée dans le courrier de la façon suivante :

*« Selon l'IRSN, les choix d'hypothèses réalisés par EDF sont de nature à sous-évaluer les spectres probabilistes à 20 000 ans pour les sites suivants : Blayais, Bugey, Chinon, Cruas, Fessenheim, Tricastin, Belleville et Saint-Alban. Dans votre courrier cité en référence [7], vous avez rappelé votre position exprimée lors de l'instruction et estimée recevable et argumentée concernant les hypothèses prises dans le calcul probabiliste. Dans son avis du 18 février 2016 cité en référence [6], après analyse des arguments présentés par les experts d'EDF et de l'IRSN, le Groupe permanent d'experts ne s'estime pas en mesure de statuer entre les deux approches, et donc entre les deux résultats concernant les spectres probabilistes à 20 000 ans. L'ASN estime que, dans l'état des connaissances et au vu des éléments transmis au cours de l'instruction, les débats techniques doivent se poursuivre afin d'aboutir à un consensus scientifique sur la méthode PSHA applicable au contexte français. Toutefois, pour répondre à la prescription technique [ECS-ND7], vous devez retenir une composante probabiliste pour le spectre « noyau dur » correspondant à un spectre probabiliste avec période de retour à 20 000 ans. Dans cette optique, et pour le déploiement des SSC du noyau dur, l'ASN estime que vous devez retenir un spectre probabiliste permettant de couvrir raisonnablement les incertitudes liées à vos choix d'hypothèses dans la démarche PSHA. L'ASN estime donc que, pour les sites de Blayais, Bugey, Cruas, Chinon et Belleville, le niveau d'aléa que vous proposez est potentiellement sous-évalué à basse fréquence. Aussi, l'ASN considère qu'il convient, pour ces sites et aux basses fréquences, de ne pas retenir l'évaluation médiane d'EDF, mais de considérer*

---

<sup>961</sup> ASN, « Réacteurs électronucléaires – EDF Agressions externes extrêmes à prendre en compte pour la mise en place du « noyau dur », CODEP-DCN-2016-016677, 19 juillet 2016, p.3

<sup>962</sup> Ibid., p.14-15

*les spectres d'EDF associés au fractile 84 % afin de mieux prendre en compte les variations observées en fonction des hypothèses retenues »<sup>963</sup>*

L'Autorité de sûreté soulève le fait que l'instruction, les débats techniques entre les experts de l'IRSN et d'EDF, doit se poursuivre pour établir une méthodologie d'évaluation probabiliste satisfaisante. En attendant le résultat de cette instruction, l'Autorité de sûreté défend une position conservatrice pour la définition du Noyau-dur. En effet, pour tenir compte des incertitudes relatives à cette nouvelle méthodologie, l'Autorité de sûreté préconise pour 5 des 19 sites EDF de retenir un spectre EDF correspondant au fractile 84% (Blayais, Bugey, Cruas, Chinon et Belleville). Pour 11 des 14 sites restants, l'Autorité de sûreté estime acceptables les aléas Noyau-dur EDF, au vu du faible écart entre les spectres EDF et IRSN et à condition de ne pas utiliser le filtrage par le CAV (Dampierre, Gravelines, Saint-Laurent, Flamanville, Penly, Paluel, Golfech, Nogent, Cattenom, Civaux et Chooz). Pour les 3 sites restants, l'Autorité de sûreté nucléaire estime qu'en l'état des connaissances, il n'est pas possible de prendre position sur les spectres probabilistes EDF (Fessenheim, Tricastin et Saint-Alban). Pour ces sites, il est nécessaire de poursuivre les investigations et les analyses techniques avant que l'Autorité de sûreté ne puisse prendre position sur les spectres Noyau-dur. En attendant, l'Autorité de sûreté demande aux experts d'EDF d'utiliser les spectres Noyau-dur standardisés définis pour les équipements neufs dont certains sont déjà en cours de réalisation<sup>964</sup>.

La lettre de l'Autorité de sûreté de juin 2003 avait pour vocation de trancher les divergences entre les experts de l'IRSN et d'EDF sur l'interprétation de la nouvelle règle fondamentale de sûreté 2001.01. À l'époque, l'Autorité avait développé une position propre qui n'était ni celle des experts d'EDF ni de l'IRSN et qui penchait tantôt pour l'un et tantôt pour l'autre avec l'objectif d'arriver à une « évaluation raisonnable du risque ». Le nouvel arbitrage de l'Autorité de sûreté, 13 ans après, n'est plus un jugement de Salomon, mais penche indéniablement en faveur d'une des deux parties. Cette différence d'arbitrage peut trouver plusieurs sources. La première est un changement de positionnement institutionnel de l'Autorité de sûreté dont la position et le pouvoir se sont progressivement accrus depuis le tournant des années 2000. Ainsi, durant les années 2010 l'Autorité de sûreté a pu prendre des décisions propres, en dehors du cadre du dialogue technique habituel comme celle de demander le remplacement du couvercle de cuve du réacteur EPR en construction à Flamanville ou l'arrêt des quatre réacteurs de la centrale de Tricastin tant que les travaux de renforcement de la digue au séisme ne seraient pas effectués. Ce changement d'arbitrage pourrait également être lié au changement d'arbitre. Le directeur de l'Autorité de sûreté entre

---

<sup>963</sup> Ibid., p.17

<sup>964</sup> EDF a développé deux spectres standardisés correspondant à deux groupes de sites de sismicité relativement homogène. Ces spectres sont similaires à celui utilisé pour le dimensionnement de l'EPR, à savoir un spectre à large bande de forme EUR et calé à deux accélérations : 0,25g et 0,4g (European Utility Requirements for LWR Nuclear Power plant (EUR), Volume 2 - Generic Requirements chapter 4, Design Basis (part.2), section 2.4.6.4.1; <http://www.europeanutilityrequirements.org/EURdocument/EURVolume1,2,4/Volume2.aspx>).

2012 et 2018 est, en effet, régulièrement passé pour être plus intransigeant<sup>965</sup>, parfois qualifié de « grand irritant »<sup>966</sup> voire pour être le « premier antinucléaire du pays »<sup>967</sup>. Une dernière explication, qui n'exclut pas les autres, tient au rôle particulier joué par l'Autorité de sûreté dans la réparation de la conviction dans la robustesse des installations nucléaires françaises après l'accident de Fukushima. Plus que tout autre organisme, l'Autorité de sûreté a été au cœur de ce travail de réparation, coincé entre les exigences du gouvernement, les pressions européennes, les demandes du public et les modalités de réalisation nationales. Le Noyau-dur est le dispositif de réparation centrale de cette conviction et il n'est pas question de lésiner sur les moyens accordés. À deux reprises, l'Autorité de sûreté a tranché en faveur de la position la plus conservatrice : en 2014 pour la définition des objectifs Noyau-dur et en 2016 sur les aléas de référence. Finalement, la fissure de la conviction dans la robustesse parasismique des installations nucléaires françaises suite à l'accident de Fukushima au sein de l'arène subpolitique était profonde.

---

<sup>965</sup> <https://www.actu-environnement.com/ae/news/nucleaire-ASN-juge-que-la-situation-est-devenue-preoccupante-apres-une-annee-2016-difficile-28295.php4> ; <https://www.lefigaro.fr/societes/2016/11/22/20005-20161122ARTFIG00298-pierre-franck-chevet-il-faut-repenser-le-controle-du-nucleaire.php> ;

<sup>966</sup> Laramée de Tannenber, V., « Pierre-Franck Chevet dépose son bilan », *Le journal de l'environnement*, 2018, <http://www.journaldelenvironnement.net/article/pierre-franck-chevet-depose-son-bilan,94234>

<sup>967</sup> Gadault, T., « Pierre-Franck Chevet, un résistant au pays de l'atome », *Marianne*, 01/03/2017 (<https://www.marianne.net/societe/pierre-franck-chevet-un-resistant-au-pays-de-l-atome>)

# Conclusion de la quatrième partie

L'accident de Fukushima a ébréché, à différents degrés, la conviction des acteurs de l'arène subpolitique vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires en France. Plus encore, l'invention d'un dispositif de réparation a été une occasion saisie par les experts de l'IRSN pour modifier en profondeur la robustesse des installations nucléaires et la façon de la maintenir. La mise en place de ce dispositif, le Noyau-dur, a posé une série de questions disparues depuis les années 1960 : quel est l'objectif général de sûreté associé à ce sous-ensemble ? Comment décliner cet objectif général en objectifs de comportement au niveau des individus et des éléments techniques ? Quel niveau choisir pour le spectre de mouvements de sol de ce sous-ensemble ? La mise en œuvre du Noyau-dur a également apporté une série de questions inédites : comment intégrer ce nouveau sous-ensemble dans l'ensemble technique sans faire reculer vers l'abstraction l'objet technique ? Comment faire en sorte que ce sous-ensemble n'interagisse pas négativement avec l'ensemble technique ? Comment assurer la jonction matérielle et fonctionnelle du sous-ensemble avec l'ensemble ?

L'arène subpolitique de la gestion de la sûreté nucléaire dans la période de l'après-Fukushima est occupée à répondre à toutes ces questions. La première série de questions est prise en charge par les experts de l'IRSN. Le Noyau-dur est l'occasion de réaliser pleinement leur idéal de maintenance de la robustesse par reconception. D'ordinaire, cette reconception est théorique et gênée par l'existant, par le « déjà-là » des centrales nucléaires qui bride leurs possibilités d'évolution. Avec le nouveau sous-ensemble, cette reconception n'est plus théorique mais concrète et la nécessité d'aller au-delà des objectifs de sûreté habituels les libère de toute contrainte. Théoriquement, c'est l'exploitant le premier responsable de la sûreté de ses installations et c'est à lui qu'il revient de proposer un dispositif d'amélioration de sa robustesse tandis qu'il revient aux experts de l'IRSN d'expertiser ce travail. En pratique, ce sont bien les experts de l'IRSN qui ont pris la charge de concevoir l'ensemble du Noyau-dur. Rien, ou presque, ne subsiste de la première proposition des experts d'EDF. L'occasion était trop belle pour les experts de l'IRSN, et après tout, c'est leur conviction qu'il fallait regagner après Fukushima ; le premier dossier des experts d'EDF aurait bien conclu, lui, que cet accident était au contraire une preuve supplémentaire vis-à-vis du caractère robuste de ses installations. Ainsi, pendant toute cette période, les experts de l'IRSN, garants du risque dans son mode d'existence scientifique, ont eu l'occasion de matérialiser leur projet intellectuel de robustesse idéale. Le Noyau-dur doit alors avoir un objectif ambitieux – couvrir la prévention des accidents et la limitation des conséquences jusqu'à des niveaux d'aléas extrêmes –, être fait d'individus techniques extrêmement fiables soumis aux exigences les plus strictes et répondre aux connaissances scientifiques les plus avancées. Pour cela, il faut renforcer de nombreux individus techniques existants et ajouter un certain nombre de nouveaux individus techniques intrinsèquement très robustes pour assurer le maintien des



fonctions de sûreté à un niveau supérieur. La mise en place du Noyau-dur s'accompagne alors du développement d'un nouveau domaine pour la robustesse. Il y avait la robustesse du dimensionnement d'origine ; il y a désormais, en plus, la robustesse aux événements extrêmes. Fukushima marque alors un pas dans la maintenance : dorénavant tous les ajouts de matériels devront répondre au nouveau domaine de la robustesse. Ce point est loin d'être négligeable, car en parallèle du Noyau-dur se joue la mise en place du Grand Carénage qui conditionne la prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires au-delà de leur limite initiale. Ce Grand Carénage prévoit d'améliorer la robustesse des centrales existantes en ajoutant des dispositifs de sauvegarde supplémentaires. Ceux-ci devront dès lors répondre aux exigences du Noyau-dur. Ce sous-ensemble devait être, à l'origine, une réponse simple et rapide à l'accident de Fukushima. Progressivement, le Noyau-dur phagocyte tous les processus en cours et devient l'axe majeur de la robustesse, si bien qu'il serait à peine exagéré de prétendre que depuis l'accident japonais, l'ancienne robustesse est morte au profit d'une nouvelle qui a son propre schème de fonctionnement.

La deuxième série de questions, dont les experts d'EDF ont la charge, amène dans le mode de l'existence de l'objet technique la problématique de l'ajout d'un sous-ensemble technique. Loin d'être plébiscité, cet ajout inquiète. À trop suivre l'ambition dévorante des experts de l'IRSN en manque de terrain d'expression, ne risque-t-on pas de déstabiliser des installations nucléaires alors qu'ils gardent une conviction inébranlable dans leur caractère robuste ? L'ajout précipité de nouveaux individus techniques, la création d'un sous-ensemble technique au sein de l'objet technique, le développement d'un domaine parallèle de robustesse ne risquent-ils pas de faire reculer vers l'abstraction l'objet technique, de rendre moins prévisibles les interactions entre individus techniques, bref d'avoir un effet finalement négatif sur la sûreté ? Face à ces inquiétudes, les experts d'EDF expriment la volonté constante de réduire le champ d'application du Noyau-dur, de le limiter à un simple patch connecté en moins d'endroits possibles avec l'ensemble technique existant, de faire qu'il perturbe le moins possible le degré de concrétisation de l'objet technique qui constitue l'essence de sa fiabilité. De cette façon, ils s'opposent fortement à un objectif trop élevé, notamment en termes de niveau d'aléa, qui obligerait à modifier trop d'individus techniques existants pour les renforcer. Leur position est qu'il faut partir de l'existant et envisager comment lui apporter des moyens supplémentaires pour faire face à des événements extrêmes, mais sans le modifier structurellement. L'argument du Grand Carénage est alors avancé pour justifier qu'une amélioration de la robustesse, respectueuse du processus de concrétisation, est en gestation depuis le milieu des années 2000 et que ce serait une erreur terrible de la compromettre par un Noyau-dur trop ambitieux.

L'opposition entre les deux visions du post-Fukushima et du Noyau-dur est présente tout au long de la période étudiée. Paradoxalement, la majorité des acteurs de l'arène subpolitique se sont souvent positionnés en faveur de la vision EDF et pourtant c'est la vision IRSN qui à chaque fois s'est imposée. C'est que l'équilibre institutionnel de l'arène subpolitique dans cette période de crise a évolué. En dépit de l'accord trouvé entre les experts d'EDF et les

Groupes permanents d'experts sur certains sujets, l'opposition des experts de l'IRSN mue par la légitimité de la science et soutenue par l'Autorité de sûreté nucléaire a, à chaque fois, fini par triompher. La réparation de la robustesse a engagé un changement radical de la robustesse en modifiant les conditions d'acquisition de la qualité. À l'origine structurée autour d'une confrontation « raisonnable » entre les nouvelles connaissances et les capacités de résistance effective des installations nucléaires, la conviction se construit dorénavant par une confrontation, point par point, entre une démonstration scientifique des exploitants et une appréhension de l'état de l'art par les experts de l'IRSN. L'éloignement progressif depuis les années 1970 des différents acteurs de l'arène subpolitique, et avec eux des modes d'existence du risque, a atteint dans la période de Fukushima son point de rupture. Le rôle du Groupe permanent, qui était en quelque sorte le lieu de mise en équivalence des différents modes d'existence du risque et le garant d'une conviction commune vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires, est fortement affaibli. Son avis, ses mises en garde, son travail, ne semblent plus avoir la même force qu'auparavant. Les experts de l'IRSN refusent désormais de mêler à la justesse de la science, des considérations industrielles ou politiques. Ils veulent que la science réponde à la science et que la robustesse soit démontrable scientifiquement. Les experts d'EDF jouent un rôle plus trouble. D'abord, ils ne semblent pas croire en la nécessité du Noyau-dur ; pire ils l'estiment potentiellement contre-productif du point de vue du mode d'existence de l'objet technique. Ils font alors leur possible pour en minimiser l'importance, quitte, notamment, à construire une démonstration scientifique qui soutienne leur vision. Et pour cela, ils n'hésitent pas à manipuler l'état de l'art, et même, à orienter directement son cours en lançant des programmes de recherche, qui selon eux, constituent la connaissance scientifique la plus aboutie.

Finalement l'accident change les équilibres entre les différents modes d'existence du risque dans l'instauration de la robustesse. Depuis la réalisation des objets techniques, le « déjà-là » semblait peser de tout son poids et conditionner les deux autres modes d'existence : les évaluations scientifiques des risques, comme les objectifs de sécurité, devaient s'adapter à la capacité de résistance des installations pour ne pas remettre en cause la robustesse. C'est la découverte de capacités de résistances supplémentaires dans l'objet technique qui créait alors des possibilités de changement dans la science et dans la politique des risques. L'accident renverse la domination et assujettit, pour un temps du moins, et à l'instar du processus de conception, le risque dans la manière d'être de l'objet technique aux risques dans ses manières d'être politique et scientifique. Il faut noter toutefois que cela a été rendu possible, en France, par la coexistence de deux processus de maintenance : la réparation de la conviction avec le Noyau-dur et la préparation à la prolongation de la durée de fonctionnement avec le Grand Carénage. La coexistence de ces processus a été un élément essentiel à la faisabilité du Noyau-dur dans sa vision IRSN. Dans tous les cas, il était prévu de réaliser un grand programme de renforcement de la robustesse des centrales nucléaires, alors autant le faire converger vers les objectifs du Noyau-dur. Les experts de l'IRSN se sont saisis de cette occasion pour imposer une vision ambitieuse du Noyau-dur ce qui a, en retour,

profondément impacté le Grand Carénage lui-même. D'un processus de maintenance intégré à la concrétisation de l'objet technique, il est devenu un programme d'intégration d'un sous-ensemble technique au sein de l'objet technique. Ce changement a permis de réparer la conviction dans la robustesse, mais quant à la robustesse elle-même, les avis sont partagés sur les gains d'une telle opération.

# Conclusion générale

Comment les installations nucléaires, ces infrastructures emblématiques de la modernité, tiennent-elles dans la durée ? À cette question posée au début de la thèse, le travail apporte une triple réponse.

En premier lieu, il convient d'affirmer que ces infrastructures, comme toute chose, ne tiennent pas d'elles-mêmes, mais dépendent d'un travail continu de maintenance et de réparation. Ce constat n'est pas nouveau. La maintenance comme vecteur élémentaire de stabilité fait l'objet d'un courant entier des STS qui s'intéresse précisément à la façon dont durent les objets, les structures sociales ou les infrastructures. Certains auteurs de ce courant ont même appelé à considérer le travail de maintenance et de réparation comme l'activité centrale des sociétés contemporaines (Edgerton, 2006 ; Jackson, 2014). C'est alors au cours de cette activité que se joue l'environnement technique des sociétés. C'est au travers de cette activité et des luttes sociales qui s'y déroulent que se partagent les recettes et les risques des infrastructures de la modernité (Barnes, 2016). Dans le cas des infrastructures porteuses de danger, Christopher Henke a souligné, à partir de la catastrophe de Katrina à La Nouvelle-Orléans, comment l'infrastructure de protection contre la submersion fluviale était attachée à des forces sociales qui possédaient toutes les justifications techniques et scientifiques pour maintenir la situation en l'état et reproduire le risque jusqu'à la catastrophe (2007). Il esquisse ainsi une deuxième réponse à la stabilité des infrastructures.

Dans ce travail, j'ai tenté de conceptualiser et de localiser cette deuxième réponse pour la rendre observable sur un cas concret : les installations nucléaires. J'ai postulé que les infrastructures à risques tiennent dans le temps, car elles sont instaurées et que cette instauration ne porte pas seulement sur leur aspect matériel. Elle concerne également l'émergence de groupes sociaux et de corpus de savoirs et d'expertises, nécessaires à leur mise en œuvre dans un premier temps et qui se transforment en ressources pour leur maintenance ensuite. Il s'est agi de voir alors comment se développe autour des – et avec les – infrastructures une « science en système » (Vérin, 1993) servant à la fois à son développement et à sa maintenance. Cette science en système est faite de chaînes de transformations (Latour, 2001) permettant de relier l'infrastructure au monde ; dans le cas étudié dans cette thèse, de relier le séisme et la centrale nucléaire. Les risques sont alors formalisés par la mise en équivalence des savoirs produits par ces chaînes et des objectifs de sécurité. Ces mises en équivalence se structurent dans le temps autour de conventions d'équivalence (Desrosières, 1993) relativement durables. Par ce cheminement, j'ai ainsi proposé de considérer différents modes d'existence du risque, *a priori* incommensurables et pourtant profondément intriqués : le risque comme objet de science, le risque comme sujet politique et le risque

comme caractéristique d'un objet technique. J'ai ensuite entrepris d'historiciser l'intrication de ces différents modes d'existence à travers le processus d'instauration.

Enfin, la troisième explication de la stabilité des infrastructures apportée par ce travail tient au fait que la question de leur capacité à exister et à durer est l'apanage d'une arène subpolitique fermée, qui contrôle la définition et le mode d'évaluation de cette capacité. Pour continuer d'exister et de fonctionner, les installations nucléaires doivent être démontrées aptes, suffisamment robustes, par un corps social spécifique fait d'experts, ingénieurs et scientifiques de haut niveau, appartenant à diverses institutions de l'industrie nucléaire (exploitants, experts publics, autorités). Ces derniers travaillent au quotidien à maintenir une conviction commune vis-à-vis du caractère robuste des installations nucléaires au sein d'une arène subpolitique spécifique. Ce groupe social est à l'opposé de l'image classique du réparateur ou du mainteneur, et pourtant, ces ingénieurs et scientifiques sont tout entiers investis pour faire durer les infrastructures. Ainsi, si les études des *Repair and Maintenance Studies* ont surtout analysé le travail de maintenance à un niveau matériel, cette étude tend à montrer que, dans l'industrie nucléaire, la maintenance est aussi une activité conceptuelle. En l'occurrence, la maintenance de la robustesse de l'infrastructure nucléaire ne se réalise pas que dans l'entretien des installations, mais également dans la maintenance d'une conviction commune à une arène qui génère un travail de grande ampleur au cours du temps. Ce travail de thèse invite alors à prolonger l'étude de la maintenance à partir de l'analyse des arènes subpolitiques qui œuvrent à la justification du maintien des infrastructures.

En partant de la question de savoir comment durent les infrastructures à risques, ce travail met en exergue une notion centrale dans l'étude de leur robustesse : l'instauration. Dans cette conclusion, je souhaiterais revenir dans un premier temps sur le processus d'instauration, et dans un deuxième temps, sur ce que son analyse nous apprend de la spécificité de la robustesse liée aux installations nucléaires en France.

## Instauration

L'instauration est le processus par lequel se développe une infrastructure et au cours duquel se noue un lien vital entre différents modes d'existence du risque. L'instauration de la robustesse parasismique des installations nucléaires a, par exemple, lié le destin de l'évaluation de l'aléa sismique en France à celui du parc électronucléaire, et du danger qu'il fait peser. Cette instauration ne s'arrête pas à l'invention et à la construction des infrastructures, mais se poursuit tout au long de leur vie. J'ai pu identifier quatre phases distinctes qui couvrent ainsi l'histoire de l'industrie nucléaire en France : l'élaboration, la réalisation, la maintenance et la réparation.

**La phase d'élaboration de la robustesse** porte sur la construction de la chaîne de transformations qui permet de faire correspondre une forme de centrale et une menace sismique. Cette phase permet de faire correspondre les différents modes d'existence du risque, au cours de la pratique de conception d'installations dangereuses : le risque comme objet de science, le risque comme sujet politique et le risque comme caractéristique d'un objet technique. L'instauration d'une infrastructure porteuse de danger passe alors par la création d'un espace de commune mesure entre les différents modes d'existence du risque pour permettre de les faire converger et de les inscrire dans la matérialité de l'objet technique. Pendant la conception des installations, l'interaction entre les différents modes d'existence du risque est donc très dynamique, mais une fois que la centrale est construite, le risque dans le mode d'existence de l'objet technique se stabilise, ce qui rigidifie les interactions et réduit les capacités de changement du risque dans ses autres modes d'existence. Toute modification ultérieure de l'aléa doit alors se faire, soit en négociant l'objectif de sûreté, soit en renforçant l'objet technique ou bien en trouvant des ressources à consommer : marges de sécurité glissées dans les transformations, exploration de phénomènes non pris en compte à l'origine du fait de certaines simplifications, etc.

**La phase de réalisation de la robustesse** porte sur l'ajustement de l'utilisation de la chaîne de transformations par des conventions d'équivalence, de sorte à instaurer la robustesse d'un objet technique à échelle industrielle. Les centrales nucléaires, comme d'autres infrastructures, nécessitent pour se développer à grande échelle, une certaine standardisation. Cela conduit à devoir gérer un certain nombre de situations issues de la confrontation entre l'objet technique standard et des environnements nouveaux. Dans la phase de réalisation, la chaîne de transformations ne permet plus d'établir la robustesse, et dans certains cas, elle conduit plutôt à prouver la non-robustesse. L'instauration ne passe plus alors par l'activité de conception, qui est régie par une utilisation stricte de la chaîne de transformations, mais par une activité de démonstration de robustesse qui prend du recul par rapport aux différents maillons de la chaîne. Plus exactement, les acteurs de l'arène investissent le champ de l'évaluation de l'aléa sismique en France, explorent les spécificités et la variabilité de l'action sismique et mettent à l'épreuve les capacités du modèle standard de centrale à résister à des sollicitations sismiques plus grandes ou de natures différentes. De ce travail, il ressort une appréhension plus fine de la relation entre séisme et centrale. Cette nouvelle appréhension ne conduit pas à modifier la chaîne de transformations, ni même l'objet technique, mais permet d'élaborer des conventions d'équivalence réglant l'utilisation d'un jugement d'expert pour compenser l'utilisation d'une chaîne de transformations non adaptée à la spécificité de certains cas. Alors, ce n'est plus la chaîne de transformations qui porte seule la responsabilité de la robustesse, mais également la manière de l'employer ou d'y déroger.

**La phase de maintenance** porte sur le travail de maintien de la validité de la chaîne de transformations et des conventions d'équivalence face à l'évolution des connaissances. Il s'agit ici de mettre à jour la démonstration de la robustesse en tenant compte des nouvelles connaissances de l'aléa sismique, ainsi que les nouvelles connaissances sur le comportement

des installations nucléaires en cas de séisme. Quand les connaissances tendent à remettre en cause la démonstration de robustesse, plusieurs solutions sont employées : (1) consommer les marges de sécurité qui jonchent la chaîne de transformations (2) revoir les conventions d'équivalence (3) renforcer l'installation. Durant cette phase, les acteurs de l'arène s'opposent avec vigueur pour choisir une des trois solutions, certains privilégiant la première, d'autres la troisième, et la deuxième solution étant celle du dernier recours car nécessitant un travail de plus longue haleine pour faire converger des positions divergentes.

**La phase de la réparation** porte sur un moment de maintenance particulier qui fait suite à un évènement, comme l'accident de Fukushima, qui a ébréché la conviction des acteurs de l'arène vis-à-vis du caractère robuste de tout ou partie de l'infrastructure. C'est un moment de crise en même temps qu'une fenêtre d'opportunité pour redéfinir la composition et le fonctionnement de l'arène subpolitique. La réparation est un moment d'ouverture des possibles en ce que la définition du dispositif de réparation relance l'activité de conception, et avec elle l'opportunité brève d'ouvrir une phase d'élaboration. La conception de ce dispositif est alors l'occasion d'élaborer une nouvelle chaîne de transformations spécifique en complément de la première, et avec elle, de nouvelles conventions d'équivalence pour gérer son intrication à la première dans l'instauration de la robustesse. La définition et la conception de ce dispositif ouvrent un nouvel espace, plus libre, permettant à la fois la définition d'un nouvel objectif de sécurité ainsi que l'utilisation de nouvelles connaissances. Ce dispositif de réparation est alors plus satisfaisant intellectuellement puisqu'il utilise pleinement les connaissances les plus à jour, tout en étant moins impactant sur l'infrastructure car ne portant que sur le nouveau dispositif. La réparation vise alors, avant tout, à reconstituer une conviction commune à l'arène après les brèches ouvertes par l'évènement.

**L'élaboration** d'une robustesse, la **réalisation** d'un parc électronucléaire robuste, la **maintenance** des installations dangereuses et la **réparation** après accident, participent toutes du même processus d'instauration. Il y a, dans le cas étudié, une continuité des acteurs, une cohérence historique entre les évènements et un conditionnement des actions présentes par les choix passés. Il y a en particulier un poids très fort du « déjà-là » sur les futurs possibles. Chaque choix, chaque décision, chaque développement devient structurant pour la suite. Malgré cette continuité vue de haut, la robustesse parasismique s'est instaurée dans une casuistique relativement ouverte (Chateauraynaud & Debaz, 2017), au cours de laquelle les acteurs, les contextes, les modes de connaissance, les projets et les problématiques varient, mais sans pour autant ne jamais remonter le chemin de l'instauration. Ce dernier peut alors apparaître rétrospectivement comme suivant la voie naturelle du progrès de la connaissance. Pourtant, l'instauration de la robustesse est, à l'inverse, le résultat d'une succession d'épreuves particulières. Deux cas fondateurs ont été au cœur de ce travail de thèse. Le premier est la centrale de Fessenheim, la plus ancienne des installations nucléaires de production d'électricité du parc, située dans le Haut-Rhin. C'est sur ce site que s'est joué l'essentiel de la **phase d'élaboration**. Le second est la centrale du Tricastin, dans la Drôme.

Cette centrale a effectivement posé l'essentiel des problématiques de démonstration de la robustesse parasismique d'installations nucléaires standards sur des sites particuliers. De la sorte, l'essentiel des conventions d'équivalence visant à fonder la robustesse parasismique de l'infrastructure dans son ensemble vient de ce cas particulier et la **phase de réalisation** peut se résumer, du point de vue de la robustesse parasismique, à ce seul cas.

Il y a néanmoins, tout au long du processus d'instauration, une volonté d'administrer une preuve générale de robustesse à partir du traitement de problèmes locaux. L'acquisition et le développement de connaissances spécifiques, pour instaurer la robustesse parasismique, sont toujours motivés et adaptés aux contingences des situations ou des projets nucléaires pris dans leur singularité. Et pourtant, chaque fois, les solutions, les compromis ou les conventions créées dans l'action sont transposés en règles ou en jurisprudences et deviennent des prises légitimes pour les situations futures. Plus l'infrastructure se développe, plus les connaissances sont scientifiquement robustes et les outils de connaissance et de conception sont performants ; dans le même temps, plus l'infrastructure se développe et plus le champ des possibles se ferme, et plus il faut composer avec les choix passés dans un effort de cohérence globale pour continuer l'instauration. L'émergence d'une conviction partagée au sein de l'arène subpolitique est indépendante du degré de sophistication des connaissances ; à la limite, plus ce degré est élevé, plus l'acquisition d'une conviction commune devient une tâche complexe à réaliser. Cependant, cette sophistication va croissant à mesure que l'infrastructure se développe, et en retour, impacte l'arène subpolitique, contrainte de revoir son mode de vie, de se réorganiser pour faire face. Ainsi, malgré l'impureté des décisions techniques quand elles se réalisent, celles-ci apparaissent comme purifiées *a posteriori* et constituent par la suite des cadres structurants pour l'action. Le fait que ces activités variées participent en réalité d'une histoire commune a de nombreuses implications, à la fois sur la compréhension du passé et sur le fonctionnement du présent. La section suivante permet d'illustrer cela à partir du cas étudié dans ce travail : la robustesse parasismique des installations nucléaires.

## **Ce que l'étude de l'instauration nous dit de la robustesse des installations nucléaires**

Ce travail montre que la robustesse n'est pas une qualité complètement objectivable d'un objet technique, mais est une qualité intersubjective, construite et conférée par un collectif humain. Cette conclusion est loin d'être évidente au regard de l'histoire dressée dans ce manuscrit. Effectivement, depuis les années 1960, les acteurs de l'arène subpolitique donnent toute leur force pour apporter une preuve irréfutable de la robustesse des installations dont ils ont la charge. Malgré tout leur effort et l'immense somme d'indices collectés et produits, la démonstration de robustesse est pourtant toujours empli



d'incertitudes et de zones d'ombre. Pour être effective, cette démonstration doit ainsi composer avec ces incertitudes, notamment en leur faisant correspondre des marges de sécurité aux contours tout aussi incertains. Plus encore, ce sont les conventions d'équivalence établies entre les différents acteurs de l'arène pour régler l'utilisation du jugement d'expert, qui servent de mortier pour assurer la robustesse d'ensemble. De la sorte, la robustesse peut se définir comme la conviction, partagée au sein d'une arène subpolitique, de l'état robuste d'une chose. Cette conviction étant fondée à la fois sur des preuves scientifiques, sur des jugements d'experts objectivés à travers les conventions d'équivalence, ainsi que sur une appréciation de la suffisance des marges de sécurité pour compenser les incertitudes. Dire à la suite de cette histoire que la robustesse est une qualité intersubjective revient à mettre en lumière l'intérêt qu'il y a à étudier les formes spécifiques prises par la robustesse dans l'étude du maintien des infrastructures porteuses de danger.

La robustesse, dans le cas des installations nucléaires, tient à deux éléments : le maintien de la conviction au sein d'une arène subpolitique et la légitimation de cette conviction. La légitimité de la conviction de l'arène subpolitique repose sur (1) la formation d'une position commune à toute l'arène et (2) sur la rigueur et la scientificité de la démonstration. La robustesse est pensée par les acteurs de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire comme une qualité intrinsèque des installations nucléaires, qu'il est possible d'évaluer par une approche scientifique rigoureuse. Du point de vue du phénomène sismique, la construction de cette robustesse repose sur la capacité à lier des connaissances sur la menace naturelle et des connaissances sur la réponse probable de l'installation à cette menace. Ce lien est assuré par une série de transformations qui permet de passer progressivement du séisme à la centrale. Cette chaîne de transformations permet de traduire des indices sur la sismicité d'une région, recueillis par des sismologues et des géologues en contraintes physiques pour l'installation que l'ingénieur peut intégrer dans le processus de conception pour réaliser un ouvrage robuste. Cette chaîne s'est construite maillon par maillon, au fur et à mesure de la récolte de données, de leur computation, du développement d'outils adaptés et de leur utilisation dans la conception de réacteurs spécifiques. Toutefois, cette chaîne de transformations ne suffit pas, à terme, à déterminer si une installation nucléaire donnée est robuste. Effectivement, si la chaîne de transformations est très utile pour la conception d'une installation donnée face à un aléa sismique donné, elle ne permet pas de démontrer la robustesse d'un même modèle d'installations en différents sites ou même de maintenir la robustesse quand les connaissances évoluent. Les acteurs de l'arène ont alors élaboré des conventions d'équivalence permettant de démontrer la robustesse de cas spécifiques à partir d'un usage particulier de la chaîne et de ses résultats et en réservant un mode d'implémentation des nouvelles connaissances. Plutôt que de reconstruire la chaîne à chaque projet ou à chaque nouvelle donnée, il s'agissait de se doter de moyens de jugement systématiques vis-à-vis du caractère robuste ou non des cas problématiques. Tandis que la chaîne de transformations dépend directement du degré de connaissance des phénomènes en jeu dans l'interaction entre séisme et centrale, les conventions d'équivalence visent, elles,

à faire converger les différents modes d'existence du risque dans le but de démontrer la robustesse « générique ». Elles servent alors à mettre en équivalence des dimensions *a priori* incommensurables du risque : la science du risque, la prise de risque et la matérialité du risque.

La robustesse, en tant que conviction, est attachée à une arène subpolitique de gestion des risques, en charge de dire si une installation nucléaire est ou n'est pas robuste. En outre, cette conviction tient sa légitimité du fait qu'elle est commune, au moins vu de l'extérieur, à tous les acteurs de l'arène subpolitique. La construction de la robustesse passe alors par le mode d'émergence d'une position commune au sein de l'arène et le maintien de la robustesse par la préservation des avis légitimes sur cette conviction à l'intérieur de l'arène. Pour autant, il y a eu beaucoup de débats, tensions et divergences, mais restés confinés jusqu'à présent au sein de l'arène. Ainsi, à chaque période du développement du programme nucléaire français, peut se distinguer une forme particulière de construction d'une conviction commune à l'arène.

Dans les premières décennies du nucléaire en France, la construction d'une conviction commune à l'arène passe par l'élaboration de positions techniques consensuelles dans un mode de fonctionnement collaboratif qui mêle tous les modes d'existence du risque. Dans ce cas, les techniciens élaborent une chaîne de transformations qui permet à la fois de concevoir les installations rentables et de se convaincre qu'elles sont robustes. Dans ce cas, la conviction est aux mains des concepteurs et vaut pour l'arène.

Avec l'accélération du programme nucléaire et le transfert technologique au tournant des années 1970, les choses se compliquent. Deux camps se structurent parmi les experts, entre ceux qui défendent la réussite industrielle du nucléaire, incarnés dans cette thèse par un groupe d'experts d'EDF, et ceux qui défendent l'assise scientifique de la robustesse, au sein d'un département du CEA puis de l'IRSN à partir de 2002. La chaîne de transformations ne suffit plus à convaincre tous les acteurs de l'arène vis-à-vis du caractère robuste de toutes les installations nucléaires. Malgré tout, la conviction commune parvient à émerger par la construction de consensus technico-industriels, grâce à de nouvelles instances comme le Groupe permanent d'experts ou par la création de petits groupes de travail rassemblant les experts des deux camps, qui permettent de réguler la confrontation entre les deux camps. Ces instances sont le lieu d'élaboration des conventions d'équivalence qui permettent de démontrer la robustesse des projets tout en ménageant leur coût. Pour pérenniser la robustesse, les conventions d'équivalence sont ensuite augmentées en règles techniques pour arborer les couleurs de la neutralité de la pratique scientifique. Dans ce cas pourtant, la conviction de l'arène subpolitique entière repose exclusivement sur la capacité des experts des deux camps à trouver des positions consensuelles sur des questions techniques.

Une fois les installations réalisées, la robustesse doit être maintenue. Cette maintenance est l'occasion pour les deux camps d'experts de faire valoir leurs intérêts propres. Pour les experts d'EDF, la robustesse perdue d'elle-même et n'est remise en cause que par l'émergence de

faits incontestables. Pour les experts du CEA, la robustesse est toujours en question et leur conviction est suspendue à l'évolution des connaissances dans tous les domaines. Ils s'efforcent de mettre à jour la chaîne de transformations entre séisme et centrale, et de remettre en question régulièrement la résistance des installations face à une menace actualisée. Face à cette opposition de style et devant l'incapacité à les faire converger vers une conviction commune, l'organe administratif de sûreté se mue en véritable autorité et tranche les divergences techniques. Jusqu'à l'accident de Fukushima, elle tranche tout en essayant de coller à l'image du consensus technico-industriel et en répartissant de façon équitable le poids de l'avis de chacun des groupes d'experts dans la conviction de l'arène. Après Fukushima, elle change de positionnement et donne raison aux experts de l'IRSN, faisant ainsi pencher la conviction dans la robustesse vers le mode d'existence scientifique du risque. Dans cette période, la conviction n'est plus aux mains des experts et des techniciens, mais dépend d'un mode de régulation de leurs divergences. Paradoxalement donc, la robustesse se scientifie en apparence tandis que l'acquisition de la conviction tend à dépendre de jeux politiques.

La robustesse, en tant que conviction partagée au sein d'une arène subpolitique, a nettement évolué dans le temps au rythme des changements de contexte, mais toujours en tentant de maintenir une position commune à l'arène subpolitique et en confinant, en son sein, tous les avis légitimes dans la conviction.

En conclusion, il apparaît que les infrastructures porteuses de danger tiennent, avant tout, du fait de la coexistence de différentes manières d'être du risque - politique, scientifique et technique - qui émergent conjointement dans l'instauration et se codéterminent. C'est le fait que les différentes manières d'être du risque appartiennent à une même unité historique qui fait la robustesse des infrastructures. Étudier le processus d'instauration vise alors à revenir sur les conditions d'émergence et de développement d'une « science en système » (Vérin, 1993) ainsi que son maintien au cours du temps, c'est-à-dire à la fois d'un régime de vérité et d'un dispositif d'éléments hétérogènes faisant exister ce système dans le réel (Foucault, 1978). On peut alors dire que la robustesse, une fois instaurée, tient sa solidité de l'étendue des dispositifs subalternes qui concourent à son couronnement. Dans le cas de la menace sismique, cela passe par la maîtrise des données de base de la sismicité, par la maîtrise de la représentation et du discours sur l'objet, mais encore plus par la maîtrise des règles et des pratiques qui servent à la questionner et peuvent la remettre en cause. La conceptualisation de la sûreté nucléaire sous l'angle de l'étude de la robustesse a ainsi eu deux effets principaux : rendre compte des différentes manières d'être du risque et de leurs implications réciproques ; présenter la sûreté nucléaire comme une activité qui vise à maintenir une conviction commune au sein d'une arène spécifique.

# Bibliographie

- Akrich, M., Callon, M., & Latour, B. (2006). *Sociologie de la traduction, textes fondateurs*. Presses de l'École des Mines.
- Anand, N., Gupta, A., & Appel, H. (Éds.). (2018). *The Promise of Infrastructure*. Duke University Press.
- Anduaga, A. (2015). *Geophysics, Realism, and Industry : How Commercial Interests Shaped Geophysical Conceptions, 1900-1960*. OUP Oxford.
- Anduaga, Aitor. (2014). Earthquake Building Overseas : Military Engineers, Cyclonic-Seismic Affinity and the Spanish Dominion in the Philippines, 1860-1898. *Engineering Studies*, 6(1), 1-22.
- Anduaga, Aitor. (2017). *Cyclones and Earthquakes : The Jesuits, Prediction, Trade, and Spanish Dominion in Cuba and Philippines, 1850-1898*. Ateneo De Manila Univ Press.
- Arnhold, V. (2019). L'apocalypse ordinaire. La normalisation de l'accident de Fukushima par les organisations de sécurité nucléaire. *Sociologie du travail*, Vol. 61, n° 1, Janvier-Mars 2019.
- Auzanneau, M. (2015). *Or noir : La grande histoire du pétrole*. Editions La Découverte.
- Barnes, J. (2016). States of maintenance: Power, politics, and Egypt's irrigation infrastructure. *Environment and Planning D: Society and Space*, 0(0), 1-19.
- Barth, K.-H. (2003). The Politics of Seismology : Nuclear Testing, Arms Control, and the Transformation of a Discipline. *Social Studies of Science*, 33(5), 743-781.
- Barthe, Y., & Gilbert, C. (2005). Impuretés et compromis de l'expertise, une difficile reconnaissance. À propos des risques collectifs et des situations d'incertitude. In L. Dumoulin, S. Labranche, C. Robert, & P. Warin (Éds.), *Le recours aux experts. Raisons et usages politiques* (p. 43-62). PUG (Presses Universitaires de Grenoble).
- Barthélémy, J.-H. (2015). Glossaire Simondon : Les 50 grandes entrées dans l'œuvre. *Appareil*, 16, Article 16
- Bates, C. C., Gaskell, T. F., & Rice, R. B. (1982). *Geophysics in the Affairs of Man : À Personalized History of Exploration Geophysics and Its Allied Sciences of Seismology and Oceanography*. Elsevier Science.
- Beck, E. (2006). *Approche multi-risques en milieu urbain : Le cas des risques sismiques et technologiques dans l'agglomération de Mulhouse (Haut-Rhin)* [These de doctorat, Strasbourg 1]
- Beck, U. (1986). *La société du risque : Sur la voie d'une autre modernité* (2001<sup>e</sup> éd.). Aubier.
- Benamouzig, D., & Besançon, J. (2005). Administrer un monde incertain : Les nouvelles bureaucraties techniques. Le cas des agences sanitaires en France. *Sociologie du travail*, 47(3), 301-322.
- Bensaude-Vincent, B. (1998). *Eloge du mixte : Matériaux nouveaux et philosophie ancienne*. Hachette.
- Bergé, C. (2010). *Superphénix, déconstruction d'un mythe*. La Découverte.
- Bernard, P. (2017). *Pourquoi la terre tremble : Séismes et tsunami, comment les expliquer ? Et pourra-t-on un jour les prédire ?* Belin.

- Betbeder-Matibet, J. (2003a). *Génie parasismique, Vol. 3 : Prévention parasismique*. Hermes Science Publications.
- Betbeder-Matibet, J. (2003b). *Génie parasismique, Vol.1 : Les phénomènes sismiques*. Hermes Science Publications.
- Betbeder-Matibet, J. (2003c). *Génie parasismique, Vol.2 : Risques et aléas sismiques*. Hermes Science Publications.
- Blanchard, N. (1999). Le séisme de 1923 et l'urbanisme à Tôkyô. *Ebisu*, 21, 137-167.
- Blanck, J. (2017). *Gouverner par le temps : La gestion des déchets radioactifs en France, entre changements organisationnels et construction de solutions techniques irréversibles (1950-2014)* [Thèse de doctorat, Paris, Institut d'études politiques].
- Bonnaud, L. (2002). *Experts et contrôleurs d'État : Les inspecteurs des installations classées de 1810 à nos jours* [These de doctorat, Cachan, Ecole normale supérieure].
- Bonnaud, L. (2005). Au nom de la loi et de la technique. L'évolution de la figure de l'inspecteur des installations classées depuis les années 1970. *Politix*, 69(1), 131-161.
- Borraz, O. (2008). *Les politiques du risque*. Presses de Sciences Po.
- Boudia, S. (2007). Naissance, extinction et rebonds d'une controverse scientifique : Les dangers de la radioactivité pendant la guerre froide. *Mil neuf cent : cahiers Georges Sorel : revue d'histoire intellectuelle*, 25, 157-170.
- Boudia, S. (2014). Gouverner par les instruments économiques. La trajectoire de l'analyse coût-bénéfice dans l'action publique. In D. Pestre (Éd.), *Le gouvernement des technosciences* (p. 231-259). La Découverte.
- Boudia, S., & Demortain, D. (2014). La production d'un instrument générique de gouvernement. Le « livre rouge » de l'analyse des risques. *Gouvernement et action publique*, 3(3), 33-53.
- Boudia, S., & Demortain, D. (2015). Évaluation des risques. In *Dictionnaire critique de l'expertise* (p. 133-140). Presses de Sciences Po.
- Boudia, S., & Henry, E. (Éds.). (2015). *La mondialisation des risques : Une histoire politique et transnationale des risques sanitaires et environnementaux*. Presses universitaires de Rennes.
- Boudia, S., & Jas, N. (2007). Introduction : Risk and 'Risk Society' in Historical Perspective. *History and Technology*, 23(4), 317-331.
- Boudia, S., & Jas, N. (2014). *Powerless Science? : Science and Politics in a Toxic World*. Berghahn Books.
- Boullier, H. (2019). *Toxiques légaux*. La Découverte.
- Bourg, D., Joly, P. B., & Kaufmann, A. (2013). *Du risque à la menace : Penser la catastrophe*. Presses universitaires de France.
- Bourrier, M. (1998). *Le Nucléaire à l'épreuve de l'organisation*. Presses universitaires de France.
- Bourrier, M. (2010). Pour une sociologie « embarquée » des univers à risques ? *Tsansta, Journal Suisse d'Ethnologie*, 15.
- Bourrier, M. (2013). Embarquements. *Socio-anthropologie*, 27, 21-34.
- Bowker, G. C. (1994). *Science on the Run : Information Management and Industrial Geophysics at Schlumberger, 1920-1940*. MIT Press : Inside Technology.
- Bupp, I. C., & Derian, J.-C. (1978). *Light Water : How the Nuclear Dream Dissolved*. Basic Books.
- Cabasse-Mazel, C. (2015). *Waiting for the Big One : Instauration of the risk of Earthquake in the San Francisco Bay Area* [Thèse de doctorat de Géographie : Université Paris-Est].

- Callon, M., Rip, A., & Law, J. (1986). *Mapping the Dynamics of Science and Technology : Sociology of Science in the Real World*. Palgrave Macmillan UK.
- Carlisle, R. (1997). Probabilistic Risk Assessment in Nuclear Reactors : Engineering Success, Public Relations Failure. *Technology and Culture*, 38(4), 920-941.
- Cartier, S., Beck, E., Justin, L. C., & Donabedian-Demopoulos, A. (2017). Les représentations du risque sismique à Beyrouth et Bourj Hammoud. *Travaux et Jours*.
- Cartier, S., & Colbeau-Justin, L. (2012). *Urbaniser la sécurité sismique : Iran, Algérie, la durabilité urbaine, une conversion politique ?*. 159-167.
- Chartier, T. (2019). *Modélisation de l'activité sismique des failles pour le calcul probabiliste de l'aléa sismique* [Thèse de Doctorat : Paris Sciences et Lettres (ComUE)].
- Chateauraynaud, F., & Debaz, J. (2017). *Aux bords de l'irréversible. Sociologie pragmatique des transformations*. Petra.
- Chilvers, A., & Bell, S. (2014). Verrouillage professionnel. Ingénieurs des structures, architectes et dissonance entre discours et pratiques. *Revue d'anthropologie des connaissances*, 8, 2(2), 337-360.
- Coen, D. R. (2013). *The Earthquake Observers : Disaster Science from Lisbon to Richter*. The University of Chicago Press.
- Courteix, S. (1974). La coopération européenne dans le domaine de l'enrichissement de l'uranium. *Annuaire Français de Droit International*, 20(1), 773-796.
- Courtois-l'Heureux, F., & Wiame, A. (Éds.). (2006). *Etienne Souriau : Une ontologie de l'instauration*. Vrin.
- Cudelou, C. (2014). Grand carénage : Quels enjeux pour les industriels ? *Revue Générale du Nucléaire*, 3, 53-54.
- Cutcliffe, S. H. (1996). On Shaky Ground : A History of Earthquake Resistant Building Design Codes and Safety Standards in the United States in the Twentieth Century. *Bulletin of Science, Technology and Society*, 16, 311-327.
- Cutcliffe, S. H. (2000). Earthquake resistant building design codes and safety standards : The California experience. *GeoJournal*, 51(3), 259-262.
- Dahan, A. (2005). *Jacques-Louis Lions, un mathématicien d'exception. Entre recherche, industrie et politique*. La Découverte.
- Dahan, A., & Pestre, D. (2004). *Les sciences pour la guerre : 1940-1960*. Éditions de l'École des Hautes Etudes en Sciences Sociales.
- Dant, T., & Bowles, D. (2003). Dealing with dirt : Servicing and repairing cars. *Sociological Research Online*, 8(2).
- Dant, Tim. (2005). *Materiality and Society*. Open University Press.
- Dänzer-Kantof, B., & Torres, F. (2013). *L'Énergie de la France : De Zoé aux EPR, l'histoire du programme nucléaire*. Editions François Bourin.
- Davidson, C. (1927). *The Founders of Seismology*. Cambridge University Press.
- Debeir, J. C., Déléage, J. P., & Hémerly, D. (2013). *Une histoire de l'énergie*. Flammarion.
- Delamotte, G. (2013). Fukushima, crise d'un modèle de gouvernance. *Critique internationale*, 59(2), 107-117.
- Denis, J. (2018). *The maintenance of what ? The contrasted ontologies of objects that last*.
- Denis, J., & Pontille, D. (2014). Maintenance Work and the Performativity of Urban Inscriptions : The Case of Paris Subway Signs. *Environment and Planning D: Society and Space*, 32(3), 404-416.

- Denis, J., & Pontille, D. (2017). Beyond breakdown : Exploring regimes of maintenance. *Continent*, 6.1, 13-17.
- Denis, J., & Pontille, D. (2020). Why do maintenance and repair matter? In A. Blok, I. Fariás, & C. Roberts (Éds.), *The Routledge Companion to Actor-Network Theory* (p. 283-293). Routledge.
- Denoun, M. (En cours). *La construction des scénarios de l'énergie nucléaire au prisme des projets des nouveaux réacteurs. Éléments pour une sociologie des futurs*. [Thèse de doctorat : EHESS].
- Deparis, V., & Legros, H. (2002). *Voyage à l'intérieur de la Terre : De la géographie antique à la géophysique moderne. Une histoire des idées*. CNRS Editions.
- Desrosières, A. (2013). *Pour une sociologie historique de la quantification : L'Argument statistique I*. Presses des Mines
- Desrosières, Alain. (1993). *La politique des grands nombres : Histoire de la raison statistique*. La Découverte.
- Dhoorah, M. S. (2014). *L'évolution du droit en matière de sûreté nucléaire après Fukushima et la gouvernance internationale* [These de doctorat : Paris 2].
- Dolisy, D. (2018). *En quête d'un dispositif de prises pour une démocratie nucléaire. La centrale de Nogent-sur-Seine saisie dans son milieu* [These de doctorat, Paris Sciences et Lettres].
- Downer, J. (2014). In the shadow of Tomioka : On the institutional invisibility of nuclear disaster. *London School of Economics: Centre for Analysis of Risk and Regulation*, 75, 1-33.
- Dubey, G. (2013). *Embarqués*. Socio-anthropologie, n°27.
- Edgerton, D. (2006). *The Shock of the Old : Technology and global history since 1900*. Profile Books Ltd.
- Edwards, P. N. (2013). *À Vast Machine : Computer Models, Climate Data, and the Politics of Global Warming*. MIT Press.
- Evered, J. (2010). *Protest Diablo : Living and Dying Under the Shadow of a Nuclear Power Plant*. CreateSpace Independent Publishing Platform.
- Ewald, F. (1986). *L'état providence* (2014<sup>e</sup> éd.). Grasset.
- Foasso, C. (2003). *Histoire de la sûreté de l'énergie nucléaire civile en France (1945-2000) : Technique d'ingénieur, processus d'expertise, question de société* [Thèse de doctorat : Lyon 2]].
- Fortun, K. (2015). Ethnography in Late Industrialism. In O. Starn (Éd.), *Writing Culture and the Life of Anthropology*, 119-136. Duke University Press.
- Foucault, M. (1978). *Sécurité, Territoire, Population : Cours au Collège de France 1977-1978* Seuil.
- Fournier, P. (2012). *Travailler dans le nucléaire. Enquête au cœur d'un site à risques*. Armand Colin.
- Fradet, T. (2016). *Vulnérabilité et perception face aux tremblements de terre en France, 1650-1850* [Thèse de doctorat : Université Paris-Saclay (ComUE)].
- Fréchet, J., Meghraoui, M., & Stucchi, M. (2008). *Historical Seismology : Interdisciplinary Studies of Past and Recent Earthquakes*. Springer Netherlands.
- Fressoz, J. B., & Pestre, D. (2013). Risque et société du risque depuis deux siècles. In D. Bourg, P. B. Joly, & A. Kaufmann (Éds.), *Du risque à la menace. Penser la catastrophe* (p. 17-56). PUF.
- Fressoz, J.-B. (2009). « *La fin du monde par la science* » : Innovations, risques, régulations, de l'inoculation à la machine à vapeur, 1750-1850 [Thèse de doctorat : EHESS].
- Galison, P. (2003). *L'empire du temps. Les horloges d'Einstein et les cartes de Poincaré* (2005<sup>e</sup> éd.). Editions Robert Laffont.

- Garçon, A. F., & Belhoste, B. (2013). *Les ingénieurs des Mines : Cultures, pouvoirs, pratiques : Colloque des 7 et 8 octobre 2010*. Institut de la gestion publique et du développement économique.
- Gardien, È. (2013). Embarquement du chercheur : De l'hybridation des savoirs scientifiques. *Socio-anthropologie*, 27, 35-47.
- Geller, R. J. (2011). Shake-up time for Japanese seismology. *Nature*, 472(7344), 407-409.
- Geller, R. J. (2017). Seismology : Japan must admit it can't predict quakes. *Nature*, 545(7654), 289-289.
- Geschwind, C.-H. (2001). *California Earthquakes : Science, Risk and the Politics of Hazard Mitigation*. Johns Hopkins University Press.
- Gilbert, C. (2013). Quels risques pour la recherche en sciences humaines et sociales ? In D. Bourg, P. B. Joly, & A. Kaufmann (Éds.), *Du risque à la menace : Penser la catastrophe* (p. 217-236). PUF.
- Gilbert, C., & Henry, E. (2012). La définition des problèmes publics : Entre publicité et discrétion. *Revue française de sociologie*, 53(1), 35-59.
- Gille, B. (Éd.). (1978). *Histoire des techniques : Technique et civilisations, technique et sciences* (Encyclopédie de la Pléiade). Gallimard.
- Gilon, C., & Ville, P. (2013). *Sûreté nucléaire en exploitation : Manuel d'histoire*, EDF.
- Glaser, B., & Strauss, A. (1967). *La découverte de la théorie ancrée* (2010<sup>e</sup> éd.). Armand Colin.
- Glatigny, P. D., & Vérin, H. (2008). *Réduire en art : La technologie de la Renaissance aux Lumières*. Éditions de la Maison des sciences de l'homme.
- Goumri, M. (en cours). *Analyse socio-historique de choix controversés en matière de disposition de sûreté sur les installations nucléaires de Base : Le cas d'accidents graves* [Thèse de doctorat : Université de Paris].
- Graham, S. (Éd.). (2009). *Disrupted cities : When Infrastructure Fails*. Routledge.
- Graham, S., & Thrift, N. (2007). Out of Order : Understanding Repair and Maintenance. *Theory, Culture & Society*, 24(3), 1-25.
- Granjou, C., & Barbier, M. (2010). *Métamorphoses de l'expertise*. Editions Quæ.
- Hallam. (1976). *Une révolution dans les sciences de la Terre (de la dérive des continents à la tectonique des plaques)*. Seuil.
- Hecht, G. (2009). *The Radiance of France : Nuclear Power and National Identity after World War II*. MIT Press.
- Henke, C. R. (2000). The Mechanics of Workplace Order : Toward a Sociology of Repair. *Berkeley Journal of Sociology*, 44, p.55-81.
- Henke, C. R. (2007). Situation Normal ? Repairing a Risky Ecology. *Social Studies of Science*, 37(1), 135-142.
- Henke, C. R. (2017). *The Sustainable University : Repair as Maintenance and Transformation*, continent, 6(1), 40-45.
- Henke, C. R. (2019). Negotiating Repair : The Infrastructural Contexts of Practice and Power. In I. Strebel, A. Bovet, & P. Sormani (Éds.), *Repair Work Ethnographies : Revisiting Breakdown, Relocating Materiality* (p. 255-283). Palgrave Macmillan (Springer).
- Hubert, M., & Vinck, D. (2014). Des pratiques d'ingénierie aux transitions sociotechniques. Retour sur la notion d'ingénierie hétérogène dans le cas des micro- et nanotechnologies. *Revue d'anthropologie des connaissances*, 8, 2(2), 361-389.



- Hughes, T. P. (1987). The evolution of large technological systems. In W. E. Bijker, T. P. Hughes, & T. J. Pinch (Éds.), *The social construction of technological systems. New directions in the sociology and history of technology* (p. 51-82). MIT Press.
- Jackson, S. J. (2014). Rethinking Repair. In T. Gillespie, P. Boczkowski, & K. Foot (Éds.), *Media Technologies : Essays on Communication, Materiality, and Society*. The MIT Press.
- Jacobson, D., & Ziegler, C. (1995). *Spying Without Spies : Origins of America's Secret Nuclear Surveillance System*. Praeger.
- Jacobson, H. K., & Stein, E. (1966). *Diplomats, Scientists, and Politicians : The United States and the Nuclear Test Ban Negotiations* (Law School History and Publications). The University of Michigan Press.
- Jacq, F. (2002). Aux sources de la politique de la science : Mythe ou réalités ? (1945-1970). *La revue pour l'histoire du CNRS*, 6.
- Jacq, F. (2005). Le laboratoire au cœur de la reconstruction des sciences en France 1945-1965. *Les Cahiers du Centre de Recherches Historiques*, 36.
- Jas, N. (2014). Gouverner les substances chimiques dangereuses dans les espaces internationaux. In *Le gouvernement des technosciences. Gouverner le progrès et ses dégâts depuis 1945*. La Découverte.
- Jasanoff, S. (2009a). *Science at the Bar : Law, Science, and Technology in America*. Harvard University Press.
- Jasanoff, S. (2009b). *The Fifth Branch : Science Advisers as Policymakers*. Harvard University Press.
- Jiening, X., Zhigao, C., Jun, H., Jiang, Y., Jian, Y., & Peng, W. (2014). Comparison of the cumulative absolute velocity and acceleration peak value based on Wenchuan earthquake data. *Geodesy and Geodynamics*, 5(3), 46-54.
- Joly, P.-B. (2005). La sociologie de l'expertise scientifique : Les recherches françaises au milieu du gué. In O. Borraz, C. Gilbert, & P.-B. Joly (Éds.), *Cahiers du GIS Risques Collectifs et Stitutiations de Crise : Risques, crises et incertitudes : Pour une analyse critique* (Vol. 3, p. 117-174). MSH-Alpes.
- Keller, W., & Modares, M. (2005). À historical overview of probabilistic risk assessment development and its use in the nuclear power industry : À tribute to the late Professor Norman Carl Rasmussen. *Reliability Engineering & System Safety*, 89, 271-285.
- Kennedi, A., & Clément, D. (2007). *Le management du parc nucléaire d'EDF*. L'Harmattan.
- Kranakis, E. (1997). *Constructing a Bridge : An Exploration of Engineering Culture, Design, and Research in Nineteenth-century France and America*. MIT Press.
- Krige, J. (2008). The Peaceful Atom as Political Weapon : Euratom and American Foreign Policy in the Late 1950s. *Historical Studies in the Natural Sciences*, 38(1), 5-44. JSTOR.
- Larroque, C. (2009). *Aléa sismique dans une région intraplaque à sismicité modérée : La jonction Alpes-Bassin Ligure* [Thèse de doctorat].
- Latour, B. (1985). Les «vues» de l'esprit : Une introduction à l'anthropologie des sciences et des techniques. *Culture technique*, 14, 2-29.
- Latour, B. (1987). *La Science en action : Introduction à la sociologie des sciences* (2005<sup>e</sup> éd.). Editions La Découverte.
- Latour, B. (1996). *Petites leçons de sociologie des sciences*. Seuil.
- Latour, B. (2001). *L'espoir de Pandore : Pour une version réaliste de l'activité scientifique*. La Découverte.
- Latour, B. (2010). Prendre le pli des techniques. *Rezeaux*, n° 163(5), 11-31.

- Latour, B. (2012). *Enquête sur les modes d'existence : Une anthropologie des Modernes*. La Découverte.
- Latour, B., & Woolgar, S. (1979). *La vie de laboratoire : La production des faits scientifiques* (1996<sup>e</sup> éd.). La Découverte.
- Laurent, B., Saraç-Lesavre, B., & Violle, A. (2019). Formuler l'action publique en termes de tests. Les stress tests européens comme réponse aux crises financières et nucléaires. *Critique internationale*, 85(4), 63-83.
- Le Roux, T. (2011). Accidents industriels et régulation des risques : L'explosion de la poudrerie de Grenelle en 1794. *Revue d'histoire moderne & contemporaine*, 58-3(3), 34-62.
- Leclercq, J. (1988). *L'ère nucléaire*. Éditions du Chêne.
- Mangeon, M. (2018). *Conception et évolution du régime français de régulation de la sûreté nucléaire (1945-2017) à la lumière de ses instruments : Une approche par le travail de régulation* [Thèse de doctorat : Mines ParisTech].
- Mangeon, M., & Pallez, F. (2017). Réguler les risques nucléaires par la souplesse : Genèse d'une singularité française (1960-1985). *Gérer et comprendre*.
- Matsumoto, M. (2013). Structural Disaster; Long Before Fukushima : A Hidden Accident. *Development and Society*, 42(2), 165-190.
- Matsumoto, M. (2018). *The Sociology of Structural Disaster : Beyond Fukushima*. Routledge.
- Meehan, R. L. (1984). *The Atom and the Fault : Experts, Earthquakes, and Nuclear Power*. MIT Press.
- Merad, M. (2010). *Aide à la décision et expertise en gestion des risques*. Lavoisier.
- Michel, C. (2007). *Vulnérabilité Sismique de l'échelle du bâtiment à celle de la ville—Apport des techniques expérimentales in situ—Application à Grenoble* [Thèse de doctorat].
- Michel, C. (2017). *Réponse des sols et des structures aux séismes : Des données pour mieux estimer le risque* [Thèse d'habilitation à diriger des recherches].
- Monsaingeon, B. (2013). Histoire d'un embarquement pluriel ou comment essayer de trouver un dehors, dedans. *Socio-anthropologie*, 27, 49-57.
- Neveu, É. (2015). I. Qu'est-ce qu'un mouvement social ? *Reperes*, 6e éd., 5-26.
- Nöggerath, J., Geller, R. J., & Gusiakov, V. K. (2011). Fukushima : The myth of safety, the reality of geoscience. *Bulletin of the Atomic Scientists*, 67(5), 37-46.
- Okrent, D. (1981). *Nuclear Reactor Safety : On the History of Regulatory Process*.
- Patinaux, L. (2017). *Enfouir des déchets nucléaires dans un monde conflictuel. Une histoire de la démonstration de sûreté de projets de stockage géologique, en France (1982-2013)* [Thèse de doctorat : EHESS].
- Perin, C. (2006). *Shouldering Risks : The Culture of Control in the Nuclear Power Industry*. Princeton University Press.
- Perrow, C. (1984). *Normal accidents : Living with high-risk technologies* (1999<sup>e</sup> éd.). Princeton University Press.
- Pestre, D. (1989). *Louis Néel, le magnétisme et Grenoble : Récit de la création d'un empire physicien dans la province française : 1940-1965*.
- Pestre, D. (1994). Le renouveau de la recherche à l'École Polytechnique et le laboratoire de Louis Leprince-Ringuet, 1936-1965. In B. Belhoste, A. Dahan, & A. Picon (Éds.), *La formation polytechnicienne, Deux siècles d'histoire, 1794-1994* (p. 333-356). Dunod.
- Pestre, D. (1995). Pour une histoire sociale et culturelle des sciences. Nouvelles définitions, nouveaux objets, nouvelles pratiques. *Annales. Histoire, Sciences Sociales*, 50(3).

- Pestre, D. (2004). Sciences physiques et recherche industrielle et militaire en France : Un changement historique de régime. In A. Dahan & D. Pestre (Éds.), *Les sciences pour la guerre, 1940-1960* (p. 317-341). EHESS.
- Pestre, D. (2013). *À contre-science: Politiques et savoirs des sociétés contemporaines*. Le Seuil.
- Pestre, D. (2014). *Le gouvernement des technosciences. Gouverner le progrès et ses dégâts depuis 1945*. La Découverte.
- Pestre, D., & Jacq, F. (1996). Une recomposition de la recherche académique et industrielle en France dans l'après-guerre, 1945-1970 : Nouvelles pratiques, formes d'organisation et conceptions politiques. *Sociologie du travail*, 263-277.
- Picard, J. F., Beltran, A., & Bungener, M. (1985). *Histoires de l'EDF. : Comment se sont prises les décisions de 1946 à nos jours ?* Dunod.
- Pinault, M. (2000). *Frédéric Joliot-Curie*. Odile Jacob.
- Porter, T. M. (2017). *La confiance dans les chiffres : La recherche de l'objectivité dans la science et dans la vie publique* (1995<sup>e</sup> éd.). Les Belles Lettres.
- Pottin, A. (En cours). *La techno-politique des objets du nucléaire* [These en préparation, Paris Sciences et Lettres].
- Pringle, P., Spigelman, J., & Vierende, B. (1982). *Les Barons de l'atome*. Seuil.
- Quenet, G. (2005). *Les tremblements de terre aux XVIIe et XVIIIe siècles : La naissance d'un risque*. Champ Vallon.
- Reitherman, R. K. (2012). *Earthquakes and Engineers : An International History*. ASCE Press.
- Reverdy, T. (2014). *La construction politique du prix de l'énergie. Sociologie d'une réforme libérale*. Les Presses de Sciences Po.
- Rhodes, R. (1986). *The Making of the Atomic Bomb* (2012<sup>e</sup> éd.). Simon & Schuster.
- Roger, M. (2018). Des sciences de la Terre au service de l'atome ? Le rôle de Jean-Pierre Rothé, entrepreneur scientifique (1945-1976). *Les Cahiers de François Viète*, III(n°5), 131-162.
- Rolina, G. (2008). *Prescrire la sûreté, négocier l'expertise : La fabrique de l'expertise des facteurs humains de la sûreté nucléaire* [Thèse de doctorat : MinesParisTech].
- Saraç-Lesavre, B., & Laurent, B. (2019). Stress-Testing Europe : Normalizing the Post-Fukushima Crisis. *Minerva*, 57(2), 239-260.
- Senouci, A., Bard, P.-Y., Farsi, M. N., Beck, E., & Cartier, S. (2012). Robustness and uncertainties of seismic damage estimates at urban scale : À methodological comparison on the example of the city of Oran. *Bulletin of Earthquake Engineering*, 10(6), 27.
- Simondon, G. (1958). *Du mode d'existence des objets techniques* (2012<sup>e</sup> éd.). Aubier.
- Sims, B., & Henke, C. R. (2012). Repairing credibility : Repositioning nuclear weapons knowledge after the Cold War. *Social Studies of Science*, 42(3), 324-347.
- Sloterdijk, P. (2000). *La mobilisation infinie : Vers une critique de la cinétique politique*. Christian Bourgois.
- Souriau, E. (1939). *L'instauration philosophique* (Alcan).
- Souriau, É. (1943). *Les différents modes d'existence* (PUF).
- Star, S. L. (1990). Power, Technology and the Phenomenology of Conventions : On being Allergic to Onions. *The Sociological Review*, 38(1), 26-56.
- Stengers, I., & Latour, B. (2012). Le sphinx de l'œuvre. In *Les différents modes d'existence*. Presses Universitaires de France.
- Taleb, N. N. (2012). *Le Cygne Noir : La Puissance De L'imprevisible* (2ème). Les Belles Lettres.

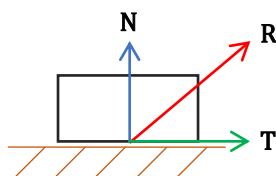
- Teller, E. (1960). An Informal History of Atomic Energy. In M. Mills, A. Biehl, & R. Mainhardt (Éds.), *Modern Nuclear Technology* (p. 1-13). McGraw Hill.
- Thayer, H. (1996). *Management of the Hanford Engineer Works in World War II. How the Corps, DuPont and the Metallurgical Laboratory fast tracked the original plutonium works.* American Society of Civil Engineers Press.
- Thévenot, L. (1986). Les investissements de forme. In L. Thévenot (Éd.), *Conventions économiques* (p. 21-71). Presses Universitaires de France.
- Topçu, S. (2013). *La France nucléaire. L'art de gouverner une technologie contestée.* Le Seuil.
- Touraine, A. (1980). *La prophétie anti-nucléaire.* Seuil.
- Travadel, S., Portelli, A., & Guarnieri, F. (2018). La mise en récit de la sûreté nucléaire post-Fukushima. *Cahiers de Narratologie*, 33.
- Trifunac, M. D. (2008). Early history of the response spectrum method. *Soil Dynamics and Earthquake Engineering*, 28, 676-685.
- Trifunac, M. D. (2009). 75th anniversary of strong motion observation—A historical review. *Soil Dynamics and Earthquake Engineering*, 29, 591-606.
- Urfalino, P. (1990). *Quatre voix pour un opéra : Une histoire de l'Opéra Bastille.* Editions Métailié.
- Varenne, F., Silberstein, M., Dutreuil, S., & Huneman, P. (2014). *Modéliser & simuler – Tome 2. Epistémologies et pratiques de la modélisation et de la simulation.* Editions Matériologiques.
- Varenne, F., Varenne, F., & Silberstein, M. (Éds.). (2013). Modèles et simulations dans l'enquête scientifique : Variétés traditionnelles et mutations contemporaines. In *Modéliser & simuler. Epistémologies et pratiques de la modélisation et de la simulation.* Editions Matériologiques.
- Vaughan, D. (1997). *The Challenger Launch Decision : Risky Technology, Culture, and Deviance at NASA.* University of Chicago Press.
- Vérin, H. (1993). *La Gloire des ingénieurs : L'intelligence technique du XVIe au XVIIIe siècle.* Albin Michel.
- Vial, S. (2013). La technique comme système. *Hors collection*, 31-64.
- Vinck, D. (1999a). *Ingénieurs au quotidien.* PUG, Collection « Génie Industriel ».
- Vinck, D. (1999b). Les objets intermédiaires dans les réseaux de coopération scientifique. Contribution à la prise en compte des objets dans les dynamiques sociales. *Revue française de sociologie*, 40(2), 385-414.
- Vinck, D. (2009). De l'objet intermédiaire à l'objet-frontière. *Revue d'anthropologie des connaissances*, Vol. 3, n° 1(1), 51-72.
- Vinck, D. (2014). Pratiques d'ingénierie. Les savoirs de l'action. *Revue d'anthropologie des connaissances*, 8, 2(2), 225-243.
- Walker, S., & Mazuzan, G. (1997). *Controlling the Atom : The Beginnings of Nuclear Regulation 1946-1962.* USNRC.
- Walker, S., & Wellock, T. (2010). *A Short History of Nuclear Regulation, 1946–2009.* Nuclear Regulatory Commission.
- Weart, S. R. (1979). *Scientists in power.* Harvard University Press.
- Wellock, T. (2017). À Figure of Merit : Quantifying the Probability of a Nuclear Reactor Accident. *Technology and Culture*, 58, pp.678-721.
- Wenger, E. (1998). *Communities of practice : Learning, meaning, and identity* (p. xv, 318). Cambridge University Press.

- Winner, L. (1977). *Autonomous Technology: Technics-out-of-Control as a Theme in Political Thought*. MIT Press.
- Woronoff, D. (1994). *Histoire de l'industrie en France: Du XVIe siècle à nos jours*. Editions du Seuil.
- Yurchak, A. (2015). Bodies of Lenin: The Hidden Science of Communist Sovereignty. *Representations*, 129(1), 116-157.
- Zwicker, K. (2005). A History of Neglect: Negotiating the Role of Safety in the Manhattan Project, 1939-1945. *Past Imperfect*, 11, 33-52.

# Annexes

## Annexe 1 : Code de construction parasismique par coefficient sismique

Dans les premiers codes de construction parasismique, l'action sismique était traduite, à l'instar du vent, sous forme de force latérale statique, c'est-à-dire agissant de façon continue et unidirectionnelle (rectiligne et horizontale) (Cutcliffe, 1996). La force résultante, pour un objet posé sur le sol est alors, selon la deuxième loi fondamentale de la dynamique de Newton, équivalente à la masse multipliée par l'accélération ( $F = ma$ ) et est appelé la force d'inertie. Celle-ci ne correspond pas à la force du séisme, mais bien la contrainte engendrée par la réponse du bâtiment sollicité par le séisme (pour comprendre cela, imaginez-vous dans une voiture qui accélère, vous serez repoussé dans le fauteuil et non pas vers le pare-brise, la force que vous subissez est donc en sens opposé par rapport au mouvement de la voiture). Avant le séisme, un bâtiment subit déjà une force verticale due à l'effet de la gravité. Cet effet est exprimé par la multiplication de la masse de l'objet par une accélération verticale dirigée vers le centre de la terre et équivalente à  $9,81 \text{ m.s}^{-2}$  (appelé constante de gravité et notée  $g$ ), c'est le poids de l'objet (exprimé ( $mg$ ) et non plus ( $ma$ )). L'implication physique de l'action du mouvement du sol sur un objet, lors du passage des ondes sismiques, est prise équivalente à son accélération, pouvant être à la fois horizontale ou verticale. Cette accélération est conventionnellement exprimée en fraction de la constante de gravité (% $g$ ). De la sorte, le séisme peut être intégré dans une analyse statique des forces à la conception en considérant son action comme une force déterminée par un coefficient du poids de l'ouvrage.



Dans la figure ci-dessus,  $N$  représente la force d'inertie résultant de l'effet de la gravité et est équivalent au produit de la masse de l'objet par la constante de gravité ( $m \cdot 9,81$ ) et s'exprime en kilogrammes par mètre par seconde par seconde ( $\text{kg.m.s}^{-2}$ ) ou encore en Newton (N).  $T$  représente la force d'inertie résultant du mouvement horizontal du sol au passage des ondes sismiques et est équivalente au produit de la masse de l'objet par l'accélération du sol ( $ma$ ), rapporté généralement en pourcentage de la constante de gravité ( $m \cdot x\% \cdot g$  ou  $x\% \cdot mg$ ).  $R$  la

force résultante de ces deux forces. Par application du théorème de Pythagore après translation de la force  $\mathbf{T}$ , on obtient  $\mathbf{R}^2 = \mathbf{N}^2 + \mathbf{T}^2$ .

Pour intégrer le phénomène sismique parmi les contraintes de conception, il faut ainsi connaître l'accélération du sol au passage des ondes. Cette accélération est en théorie mesurable en un point donné par un enregistrement effectué par un sismographe ou un accélérographe<sup>968</sup>. En pratique toutefois, très peu d'enregistrement de qualité suffisante permet une telle mesure, notamment à proximité de l'épicentre. Pour faire face à cette difficulté, l'accélération est remplacée par un coefficient sismique exprimé en pourcentage de la constante de gravité (%g). Par exemple, la force d'inertie résultant d'un séisme dont l'accélération est de  $1 \text{ m.s}^{-2}$ , soit environ  $1/10^{\text{e}}$  de la constante de gravité soit  $0,1g$ , est équivalent à un coefficient de 10 % du poids de l'objet. Dans la suite de ce manuscrit j'utiliserai la dénomination vernaculaire qui favorise l'expression  $0,1g$ .

Tous les codes de construction parasismique développés à travers le monde dans la première moitié du XXe siècle reposent sur la détermination d'un coefficient forfaitaire. Les ingénieurs et scientifiques tant californiens que japonais ou italiens en sont venus à la conclusion qu'avec un coefficient sismique de 10% (ou  $0,1g$ ), une grande majorité des dommages pouvait être prévenue (Trifunac, 2008). Ce critère étant par ailleurs jugé trop conservatif, ou plus exactement trop pénalisant pour les coûts de construction, des variables d'ajustement ont été utilisées. Par exemple, en Californie, le coefficient retenu est de 8 % pour les maisons individuelles et 10% pour hôpitaux et les écoles (Trifunac, 2009). Ce dernier exemple indique un élément essentiel : la détermination du coefficient sismique peut prendre en considération d'autres aspects que le strict aléa sismique. Au fur et à mesure du XXe siècle, les règles techniques vont préconiser la détermination de coefficients sismiques intégrant de plus en plus de variables pour tenir compte de la complexité de la relation entre mouvement du sol et réponse des constructions, parmi lesquelles : la hauteur, l'importance de l'édifice, la qualité du sol de fondation, le type de fondation, la plus ou moins grande ductilité<sup>969</sup> de

---

<sup>968</sup> Historiquement, les premiers appareils d'enregistrement des ondes sismiques ont été les sismographes. Ces derniers sont des appareils extrêmement sensibles, de telle sorte qu'ils permettent d'enregistrer des tremblements de terre qui surviennent en n'importe quel point du globe ou encore de sonder précisément les sous-sols par des techniques de réfraction sismique. Ils ont été des outils particulièrement précieux pour rechercher des matières premières dans le sol (Anduaga, 2015 ; Bates *et al.*, 1982 ; Bowker, 1994), pour étudier la composition de l'intérieur de la terre (Deparis & Legros, 2002), ou encore pour étudier la répartition des séismes autour du Globe (Hallam, 1976). Par contre, les sismographes ne sont pas adaptés aux besoins de l'ingénieur en construction parasismique. Ces appareils saturent rapidement lorsque les mouvements deviennent importants (en particulier « *le stylet chargé de transcrire le mouvement casse* » (Michel, 2017, p. 8)) et ne permettent donc pas de déterminer l'accélération maximale du mouvement sismique. C'est ainsi qu'un second type d'instrument d'enregistrement, l'accélérographe, vu le jour dans les années 1930 au Japon, puis fut développé en Californie la décennie suivante. Ces appareils sont beaucoup moins sensibles et permettent d'enregistrer des mouvements forts, jusqu'à plusieurs fois la constante de gravité, mais nécessite en contrepartie d'être disposé à proximité de l'épicentre du séisme. Cette contrainte ajoutée à la relative lenteur et à la forte disparité du développement d'un réseau accélérométrique dense autour du globe fait que le catalogue d'accélérogramme disponible est encore aujourd'hui très lacunaire, notamment pour les régions peu sismiques. Ainsi, plus de 2 000 accélérogrammes sont disponibles pour la Californie contre aucun pour la France métropolitaine (Michel, 2017, p. 69).

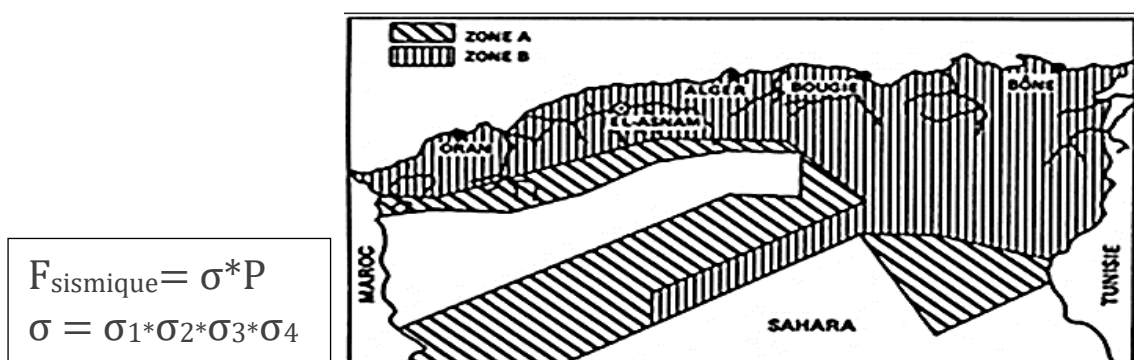
<sup>969</sup> Pour comprendre ce qu'est la ductilité, l'image la plus courante est celle de la cuillère. Une cuillère en métal peut supporter de nombreuses déformations avant de rompre. À l'inverse la même cuillère plastique dur, va se rompre rapidement si la sollicitation est trop forte. La capacité de la cuillère en métal à supporter des déformations sans rompre est appelée ductilité et est un coefficient valorisable dans la démonstration de résistance des ouvrages au séisme.

la construction ou encore la période fondamentale d'oscillations de l'ouvrage (Betbeder-Matibet, 2003).

## L'exemple du premier code parasismique français : les « Recommandations AS55 »

Les « Recommandations AS55 » ont été établies par le Bureau Sécuritas (à l'époque, appelé SOCOTEC) et plus précisément par son délégué divisionnaire pour l'Afrique du Nord, Jean Despeyroux. Bien qu'homologués en tant que document technique unifié par le Groupe de Coordination des Textes Techniques<sup>970</sup> à sa création en 1958, les « Recommandations AS55 » n'ont de force réglementaire qu'en Algérie.

Les « recommandations AS55 » sont de deux ordres. Une partie relève d'un guide de bonnes pratiques sur la conception générale des bâtiments (rapport hauteur/largeur/longueur et dispositions des bâtiments notamment), sur les fondations, sur le choix des matériaux ou encore sur certains cas particuliers (effet poinçon notamment). L'autre partie des recommandations est constituée d'une règle pour l'intégration de la contrainte sismique dans une analyse statique des forces auxquelles est soumis l'ouvrage par la détermination d'un coefficient sismique, exprimé en pourcentage de la constante de gravité (%g). La force d'inertie résultante du séisme ( $F_{\text{sismique}}$ ) est définie par un coefficient ( $\sigma$ ) du poids de l'ouvrage ( $P$ ). Ce coefficient est déterminé à partir de quatre variables : la sismicité de la zone d'implantation ( $\sigma_1$ ), la densité du sol ( $\sigma_2$ ) la profondeur des fondations ( $\sigma_3$ ) et la hauteur du bâtiment ( $\sigma_4$ ).



Concrètement, le coefficient de hauteur ( $\sigma_4$ ) correspond à la hauteur au-dessus du sol du centre de gravité du bâtiment et peut prendre quatre valeurs, le coefficient de fondation ( $\sigma_3$ ) peut prendre deux valeurs selon que les fondations sont superficielles ou profondes. Le

<sup>970</sup> Le Groupe de Coordination des Textes Techniques deviendra en 1990 la Commission Générale de Normalisation du Bâtiment/DTU. Il définit les documents techniques unifiés (DTU) qui ont force de norme contractuelle pour les marchés du bâtiment en France.



coefficient de densité de sol ( $\sigma_2$ ) peut prendre trois valeurs en fonction que le sol soit considéré comme mou, dur ou intermédiaire. Enfin, le coefficient de sismicité ( $\sigma_1$ ) dépend de la zone sismique considérée. Trois zones de sismicité d'intensité différente (nulle, faible et forte ; voir figure ci-dessus) ont été définies pour l'Algérie sur la base des travaux de Jean-Pierre Rothé<sup>971</sup>. Les « Recommandations AS55 » utilisent une version schématique et simplifiée de la carte de sismicité de l'Algérie produite par Rothé.

RECOMMANDATIONS AS. 55 ZONE B

COEFFICIENTS SISMIQUES A ADMETTRE DANS LES CALCULS  
SISMIQUES DES CONSTRUCTIONS A EDIFIER DANS LES ZONES  
SUJETTES A DES TREMBLEMENTS DE TERRE

	Hauteurs au-dessus du sol	Terrains de consistance moyenne		Terrains rocheux		Terrains meubles gorgés d'eau	
		Fondations profondes	Fondations superficielles	Fondations profondes	Fondations superficielles	Fondations profondes	Fondations superficielles
Horizontallement	jusqu'à 10,00 m	0,0700	0,0875	0,0525	0,0656	0,0875	0,1094
	à 20,00 m	0,0840	0,1050	0,0630	0,0787	0,1050	0,1312
	à 30,00 m	0,0980	0,1225	0,0735	0,0919	0,1225	0,1531
	à 40,00 m	0,1120	0,1400	0,0840	0,1050	0,1400	0,1750
Verticalement	quelle que soit la hauteur	0,1400	0,1750	0,1050	0,1312	0,1750	0,2188

Figure 36: Tableau du coefficient sismique à admettre dans les calculs sismiques des constructions à édifier dans les zones sujettes à des tremblements de Terre, Recommandations AS55, Zone B, mai 1955. (Fonds d'archives Edmond et Jean-Pierre Rothé, EOST, Boîte n°5)

<sup>971</sup> Après le séisme d'Orléansville, Jean-Pierre Rothé (voir plus loin dans ce chapitre) entreprit d'une part d'étudier les caractéristiques du séisme et d'autre part de cartographier la sismicité de l'Algérie en croisant les données des séismes passés et les données relatives aux conditions géologiques (Rothé, J.-P. (1955), « Le tremblement de terre d'Orléansville et la sismicité de l'Algérie », *La Nature*, n°3237).

## Annexe 2 : Analyse dynamique du comportement d'un bâtiment soumis à une sollicitation sismique

La méthode du coefficient sismique repose sur un certain nombre de simplifications. En particulier, le mouvement sismique est représenté comme une force uniforme et continue et selon un seul paramètre, l'accélération, qui engendre une seule force contraire dans la structure : la force d'inertie. En second lieu, l'analyse statique ne tient pas compte de la cinétique du mouvement, mais simplement de son énergie potentielle. Ces simplifications supposent alors que l'action sismique soit une force délivrée instantanément et que le bâtiment considéré dans l'analyse soit parfaitement rigide, qu'il suive exactement les mouvements du sol. Or, d'une part le phénomène sismique est de type ondulatoire et donc variable dans le temps et dans l'espace en fonction de la nature des milieux traversés et, d'autre part, les structures des bâtiments étant toujours plus ou moins souples et flexibles, le mouvement du sol engendre des réponses différentes selon les endroits de la structure (en particulier en fonction de hauteur) et provoquent alors deux forces supplémentaires, la force de rappel et la force d'amortissement.

La force de rappel dépend de la rigidité de la structure ( $k$ )<sup>972</sup> ainsi que de l'amplitude du mouvement ( $d$ ), elle s'exprime par la formule  $F = kd$ . La force d'amortissement, aussi appelé forces dissipées, correspond quant à elle, à la capacité de dissipation de l'énergie dans le temps. Si l'amortissement était nul, la structure se balancerait indéfiniment après un séisme (en négligeant les forces de frottement). La valeur du coefficient d'amortissement dépend de plusieurs critères. La force d'amortissement est égale au coefficient d'amortissement de la structure ( $c$ ) multiple par la vitesse ( $v$ ) et s'exprime par la formule  $F = cv$ . Ainsi, dans une analyse dynamique l'action physique engendré à l'instant  $t$  par un mouvement du sol est équivalente à la somme des trois forces résultantes sur le bâtiment, la force d'inertie, la force de rappel et la force d'amortissement :

$$F_{\text{séisme}} = F_{\text{inertie}} + F_{\text{amortissement}} + F_{\text{rappel}} ; \text{ ou encore } F_{\text{séisme}} = ma + cv + kd$$

Conventionnellement, l'équation différentielle s'écrit :

$$M\ddot{u}_n + C\dot{u}_n + Ku_n = -M\ddot{u}_{\text{sol}}$$

---

<sup>972</sup> La rigidité d'une structure dépend de quatre paramètres : la nature des liaisons (des poutres encastrees par exemple sont plus rigides que des poutres articulées), la nature du matériau utilisé (le bois est moins rigide que l'acier par exemple), la longueur des éléments (la rigidité décroît selon le cube de la longueur) et la dimension de la section de l'élément sollicité (une planche de bois résiste mieux à la traction si elle est posée sur la tranche que si elle est à plat).

Pour une sollicitation d'intensité  $n$  à l'instant  $t$  et en un point de la structure,  $u$ ,  $\dot{u}$  et  $\ddot{u}$ , correspondent respectivement au déplacement, à la vitesse et à l'accélération,  $M$  la masse,  $C$  l'amortissement et  $K$  la rigidité. La force sismique est équivalente à l'opposé de la somme des forces subies par le bâtiment. Cette somme ne peut donc pas excéder l'énergie dégagée par l'accélération du sol dans toute la durée du séisme. Notons par ailleurs que l'analyse dynamique oblige à tenir compte de la variation du mouvement du sol à chaque instant de la sollicitation sismique.

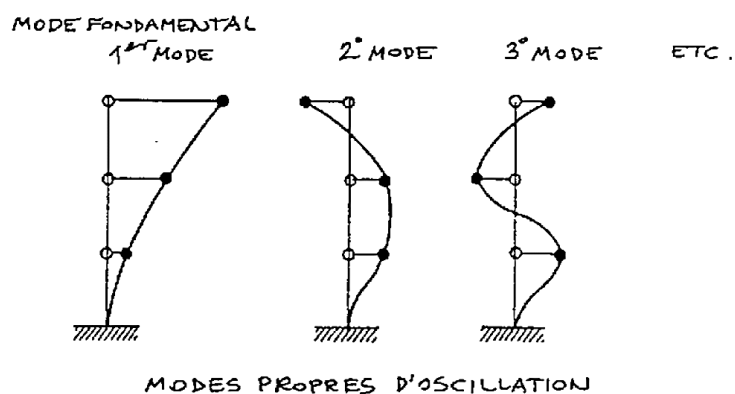
## Fréquence propre & résonance

Lorsqu'on écarte un système stable de sa position d'équilibre, par exemple lors d'un séisme, il y retourne généralement à travers des oscillations d'une fréquence qui lui est spécifique. C'est la fréquence propre ou fréquence naturelle du système. La fréquence propre d'un système désigne également son point de sensibilité. Si de l'énergie est transmise au système avec une fréquence égale (ou proche) de la fréquence propre du système, le système va pouvoir emmagasiner l'énergie. L'amplitude des oscillations du système va ainsi croître, c'est le phénomène de résonance. C'est ce phénomène qui est utilisé pour expliquer la rupture du verre lorsqu'il est soumis à un son d'une fréquence particulière (qu'il s'agisse de la voix de la Castafiore dans les albums de Tintin ou non). C'est la résonance également qui est utilisée pour expliquer qu'un pont cède brusquement sous le rythme cadencé d'une marche militaire ou que le pont de Tacoma ait cédé après avoir subi des oscillations très amples sous l'effet d'un vent pourtant moyennement fort. Un autre exemple, peut-être le plus explicite est celui de la balançoire : on peut augmenter l'amplitude du balancement de la balançoire à condition d'effectuer une pression au bon moment, sans avoir pour autant besoin de pousser plus fort.

La détermination de la fréquence propre varie selon le système considéré. La fréquence d'oscillation d'un bâtiment est difficile à calculer, car elle implique beaucoup de paramètres. Toutefois, elle peut être approximée comme un système de pendule inversé dont la période d'oscillation dépend de la hauteur, de la masse et du matériau utilisé. Ainsi pour évaluer l'impact d'un séisme, la quantité d'énergie libérée seule ne suffit pas. Il faut également retenir la fréquence à laquelle cette énergie est délivrée par les ondes sismiques, qui elle dépend à la fois du mécanisme à l'origine du séisme et des milieux et de la distance traversée (certaines fréquences peuvent alors être filtrées ou à l'inverse amplifiées). De plus, la fréquence propre des bâtiments comme la fréquence des ondes sismiques se trouvent généralement comprises dans la même gamme, entre 0,5 et 10 Hz. Les bâtiments petits, légers et rigides seront particulièrement sensibles aux hautes fréquences tandis que les bâtiments hauts, lourds et souples le seront aux basses fréquences.

En réalité, la fréquence propre d'un bâtiment dépend de nombreux paramètres dont la nature du sol, le type de fondations ou l'architecture générale des structures. Les centrales nucléaires sont composées de plusieurs bâtiments. Le bâtiment réacteur et son enceinte de confinement sont des bâtiments de hauteur moyenne, très lourds, en béton armé ou précontraint et bien ancré dans le sol, ils ont une fréquence propre autour de 2 et 4 Hz<sup>973</sup>. Le bâtiment combustible, dans lequel est entreposé le combustible usé est généralement beaucoup plus léger et a une fréquence propre autour de 3-6 Hz. Le bâtiment électrique est lui encore plus léger, avec une fréquence propre autour de 6 Hz.

Depuis les travaux fondateurs de Maurice Biot dans les années 1930, un bâtiment, comme tout système élastique non amorti, peut toujours être considéré comme une superposition d'oscillateurs simples (Trifunac, 2008). De la sorte, un bâtiment à un étage peut être considéré comme un oscillateur simple et un bâtiment de 3 étages comme 3 oscillateurs simples empilés et reliés. Dans ce cas, le système n'a plus qu'une seule fréquence propre, mais plusieurs modes d'oscillations qui ont chacun leur fréquence de résonance :

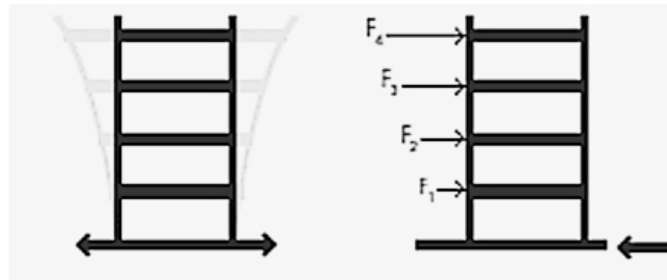


La réponse d'un tel système à une sollicitation horizontale du sol, lors d'un séisme par exemple, dépend de ses modes propres d'oscillation. Pendant un séisme, les déformations réelles de la structure à un instant  $t$  résultent de la combinaison de ses différents modes d'oscillation et le degré de participation de chaque mode au mouvement global varie en fonction de l'architecture de la construction comme de la forme et de l'amplitude de la sollicitation.

Si la structure est régulière (symétrique) par exemple, le 1er mode domine largement les autres (sauf s'il y a un pic spectral en accélération à la fréquence particulière d'un autre mode). Dans ce cas, on peut utiliser la méthode d'analyse statique équivalente, aussi appelée méthode d'analyse dynamique simplifiée. Le principe de cette analyse est d'effectuer un

<sup>973</sup> À titre d'exemple, le bâtiment réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim a une fréquence propre pour le premier mode de 3,16 Hz et pour le second mode de 7,43 Hz (source : Quilton, « Centrale de Fessenheim, essai de validation du modèle mathématique du bâtiment réacteur utilisé dans l'étude sismique de dimensionnement à l'aide des enregistrements du séisme de Sirentz du 15 juillet 1980 », EDF-SEPTEN, TA 81-18, 27 mai 1981 (Fonds d'archives IRSN, Fontenay-aux-Roses, boîte 206289).

calcul de force statique en considérant comme seule variable les différents planchers (étages) du bâtiment pour lesquelles le déplacement s'amplifie avec la hauteur.



Par contre, si la structure est irrégulière, la participation des autres modes est susceptible de générer des contraintes ou des déformations locales démultipliées. Dans ce cas de figure, deux types d'analyse dynamique peuvent être conduites : l'analyse modale spectrale et l'analyse temporelle.

L'analyse modale spectrale s'effectue en deux temps. Premièrement l'analyse modale, qui vise à répertorier les différents modes d'oscillation d'un bâtiment en particulier (qui dépend des caractéristiques de la construction et non de la sollicitation) et à identifier pour chaque mode une fréquence propre ainsi que la répartition des efforts entre les différentes masses. Deuxièmement, l'analyse spectrale qui vise à représenter dans un premier temps la sollicitation sismique par un spectre de réponse du sol répartissant l'action sismique par fréquence. Dans un second temps, les valeurs d'accélération et de déplacement maximales pour chaque fréquence de chaque mode peuvent être lues directement sur le spectre et répartie entre les masses.

L'analyse temporelle vise à établir à chaque instant de la sollicitation sismique l'évolution de l'accélération pour chaque fréquence. Ce type d'analyse nécessite de travailler avec des accélérogrammes représentant la variation de l'accélération dans le temps. À partir de l'accélérogramme, la variation des valeurs de déplacement et de vitesse peut être calculée. Ainsi à chaque instant de la sollicitation correspond un mouvement dont on possède les trois paramètres et dont on peut repercuter l'effet dans la structure.

La spécificité de ces deux types d'analyse est qu'elles ne tiennent pas compte uniquement des contraintes issues du mouvement sismique. Elles prennent également en compte les efforts et contraintes issus du déplacement différentiel de différents ouvrages contigus, des différentes parties d'un même ouvrage et des différents éléments contenus dans ces ouvrages.

## Amortissement

Un oscillateur, ou une superposition d'oscillateurs n'évoluent pas en champ libre, mais sont soumis à un ensemble de force de résistance, appelé facteur d'amortissement du système. L'amortissement est la capacité d'un système à revenir rapidement à son état d'équilibre. Il dépend de plusieurs facteurs dont le frottement de l'air ou d'une surface (par exemple entre un bâtiment et le sol), la raideur, la masse ainsi que le matériau utilisé. Par exemple, le béton précontraint amortit deux fois moins les ondes qui passent à travers lui que le béton armé (respectivement 2% et 4%). L'amortissement peut également être amélioré en utilisant des dispositifs particuliers, comme des plots antisismiques qui interposent une couche d'élastomère entre le sol et le bâtiment. À l'instar de la fréquence propre, l'amortissement réel d'une structure est très difficile à calculer. Généralement, les taux d'amortissements utilisés sont compris entre 2 et 50 % dans le bâti conventionnel et entre 2 et 20 % dans le génie civil nucléaire.

## Effet de balancement et effet de l'utilisation du néoprène

Du fait de la relative souplesse et flexibilité des structures, les paramètres des mouvements sismiques vont évoluer en se propageant aux différents endroits d'un même bâtiment. Ainsi pour connaître le mouvement subit par un équipement situé au sommet d'un bâtiment il faut simuler la propagation du mouvement à l'intérieur du bâtiment. En général, le mouvement s'amplifie avec la hauteur, mais cette amplification dépend largement de la configuration particulière qui régit la transition entre le sol, la fondation et les structures du bâtiment (appelé interaction sol-structure). En fonction des paramètres de densité du sol et du type de fondation, le type de mouvement d'un bâtiment peut varier du tout au tout.

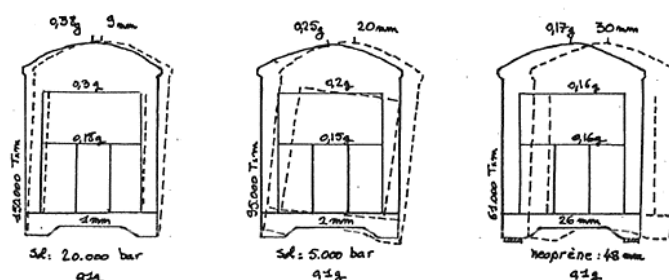


Figure 37 : Schéma représentant les différents modes de réponses d'un bâtiment réacteur à une sollicitation sismique en fonction du type de fondation. (Source : Extrait de la présentation de Plichon, « Les élastomères frettés et les appuis à friction – moyens modernes de supportages antisismique », Compte rendu de la Réunion de Spécialistes sur la conception antisismique des installations nucléaires, OCDE, Paris, 1-3 décembre 1975, p.204)

Dans la figure ci-dessus, les deux premiers cas représentent le même bâtiment réacteur avec le même type de fondation, mais reposant sur des sols de densité différente. On remarque

alors que le balancement du bâtiment est beaucoup plus important avec une densité de sol plus faible (5 000 bar contre 20 000 bar) ce qui a pour conséquence d'augmenter largement l'ampleur du déplacement (20 mm contre 9mm), mais de légèrement diminuer l'accélération au sommet (0,25g contre 0,3g). Dans le troisième cas de figure, il s'agit d'un type de fondation intégrant une couche de néoprène qui augmente largement l'amortissement général du bâtiment en plus de filtrer certaines fréquences. Dans ce cas, c'est le type de mouvement qui change, le bâtiment ne se balance pratiquement plus, mais se déplace en translation horizontale. Dans ce cas de figure, les paramètres de mouvements sont pratiquement uniformes sur toute la hauteur. Par contre, le déplacement de tout le bâtiment est beaucoup plus important. D'après l'auteur de la figure, le néoprène transforme les accélérations en déplacements, permet d'imposer sa fréquence, d'imposer une déformée de translation pure, annule l'effet néfaste des modes supérieurs et rend la structure indépendante du sol.

## **Claude Plichon et les appuis antisismiques en néoprène**

Dans les années 1960, tous les réacteurs nucléaires de la technologie UNGG étaient disposés sur des appuis en néoprène. Ces appuis n'avaient pas vocation à améliorer la robustesse parasismique des centrales, bien que cela était fortement pressenti par les différents concepteurs. Claude Plichon a développé à EDF le premier code de simulation du comportement d'un caisson en béton précontraint à une sollicitation sismique, le code « Transéisme ». Il s'était alors aperçu que la couche de néoprène disposée entre les fondations et le socle du caisson améliorait le comportement général de l'ouvrage face aux sollicitations sismiques. À l'époque, il avait même encouragé à doubler l'épaisseur du néoprène pour pouvoir répliquer le réacteur de Saint-Laurent-des-Eaux sur le site plus sismique de Fessenheim (cf. Chapitre 2). En 1975, Claude Plichon quitte le SEPTEN pour travailler au bureau d'étude SOFINEL<sup>974</sup> qui a la charge d'accompagner les études d'ingénierie relatives à l'exportation des centrales nucléaires de conception Française à l'étranger. Le premier dossier traité par la SOFINEL est la construction de deux réacteurs du palier 900 MWe sur le site de Koeberg en Afrique du Sud. L'objectif est de reproduire aussi fidèlement que possible la conception palier. Un problème soulevé par cette réplique a été la sismicité de la région du site, qui est supérieure au standard palier. Claude Plichon a alors développé une conception d'appui antisismique en élastomère fretté, sur la base de ce qui se faisait en France dans la décennie précédente. L'objectif était de pouvoir réaliser la centrale comme prévu dans le palier standard, mais en assurant la robustesse parasismique du projet pour des niveaux supérieurs. Claude Plichon a présenté sa conception lors du congrès international

---

<sup>974</sup> La Société française d'ingénierie électronucléaire et d'assistance à l'exportation (SOFINEL) est créée en 1976 par EDF et Framatome (respectivement 55% et 45% du capital) pour doter la France d'une structure d'ingénierie permettant d'appuyer l'exportation de centrales nucléaires clés en main par l'industrie française. La société est toujours en activité et a accompagné tous les projets de construction de centrales nucléaires par des entreprises françaises.

de génie parasismique pour les installations nucléaires de 1975 qui s'est tenu à Paris sous l'égide de l'OCDE<sup>975</sup>. Dans son article, il avance que sa conception permet de maîtriser complètement la sollicitation sismique en découplant les mouvements du sol des mouvements du reste de l'installation par un dimensionnement adapté des appuis. Il indique ainsi en résumé de sa contribution que :

« Ce découplage permet de limiter l'accélération horizontale à une valeur aussi basse que l'on veut, fixée à l'avance, élimine complètement les mouvements de balancement et simplifie considérablement les calculs parasismiques des matériels, car le pic des spectres de plancher est à une fréquence très en dessous des leurs. Si le séisme devient trop fort on ajoute aux appuis élastiques une surface de frottement horizontale qui introduit une non-linéarité que l'on peut parfaitement maîtriser et qui permet à une structure ordinaire de supporter n'importe quelle accélération horizontale »<sup>976</sup>

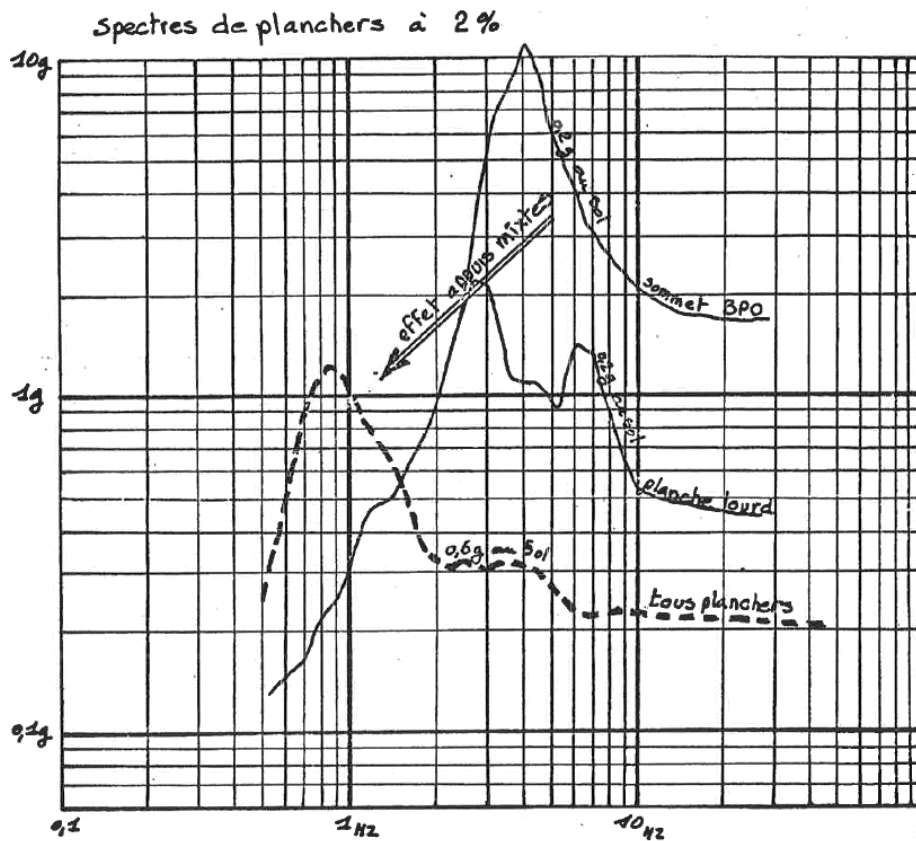
L'argument phare de la conception qu'il présente est la maîtrise du signal sismique plus que l'atténuation du mouvement sismique. En effet, les appuis en élastomère ne suppriment pas le mouvement, mais changent le type de mouvements de l'ouvrage en diminuant largement les accélérations, mais en augmentant aussi considérablement les déplacements. L'avantage est que l'impact des déplacements peut, selon Plichon, être maîtrisé en s'assurant de la synchronisation du déplacement des différents bâtiments par leur disposition sur un radier unique. En supprimant l'effet de balancement des bâtiments, les appuis en élastomère assurent un mouvement sismique identique en tout point des bâtiments. L'effet de tels appuis sur les spectres planchers de dimensionnement est décrit dans la figure suivante :

---

<sup>975</sup> Plichon, « Les élastomères frettés et les appuis à friction – moyens modernes de supportages antisismique », Compte rendu de la Réunion de Spécialistes sur la conception antisismique des installations nucléaires, OCDE, Paris, 1-3 décembre 1975, p.203-219

<sup>976</sup> Ibid., p.1





la maîtrise de la fréquence et de la déformée a permis de maintenir l'amplification des matériels à un niveau très faible et identique pour tout l'ilot nucléaire.

l'interposition d'un frottement de 20% a permis d'écrêter l'accélération à 0,2 g malgré un niveau de séisme de 0,6g et laisse inchangé le spectre de plancher

Figure 38: Effets des appuis en élastomère fretté sur les spectres plancher pour un spectre de réponse du sol pour le spectre du séisme de Parkfield (0,6g) (source : Plichon, « Les élastomères frettés et les appuis à friction - moyens modernes de supportages antisismique », Compte rendu de la Réunion de Spécialistes sur la conception antisismique des installations nucléaires, OCDE, Paris, 1-3 décembre 1975, p.203-219)

# Annexe 3 : Du sismologue à l'ingénieur : mise en équivalence d'une nocivité sismique

## La nocivité sismique du sismologue

### Intensités macrosismiques

Au tournant du XXe siècle, des sismologues ont œuvré à établir les premières échelles de classement des séismes en fonction de leur nocivité. Le duo italien suisse Rossi-Forel et quelques années plus tard le sismologue italien Guiseppe Mercalli ont établi les premières échelles d'intensité macrosismique. Celles-ci visent à quantifier la nocivité des séismes à partir des dégâts observés, de l'étendue des zones impactées et des observations humaines. Ce sont des échelles dites subjectives, car elles dépendent des dégâts observés et non de l'énergie du séisme. Jusqu'en 1998 de nombreuses échelles d'intensité ont été développées. Mais c'est l'échelle de Mercalli qui va demeurer l'échelle de référence, en comprenant toutes ses modifications successives<sup>977</sup>, jusqu'en 1964<sup>978</sup>. Elle fut progressivement remplacée par l'échelle Medvedev-Sponheuer-Karnik (MSK) qui offrait une meilleure précision à la quantification des intensités en intégrant un aspect statistique à l'observation des dommages en fonction du type d'ouvrage (maçonnerie, béton, etc.). En 1988, La Commission sismologique européenne a décidé de mettre à jour l'échelle MSK pour correspondre aux bâtiments modernes et profiter des avancées dans les méthodes de caractérisation des dommages issues des missions post-sismiques (Musson, Grünthal, & Stucchi, 2009, p. 416). L'échelle d'intensité MSK, qui est historiquement la plus utilisée par les acteurs de l'arène subpolitique de gestion de la sûreté nucléaire, s'établit comme suit :

---

<sup>977</sup> L'échelle de Mercalli, modifiée par le géophysicien allemand August Heinrich Sieberg, et désignée alors sous le nom d'échelle Mercalli-Cancani-Sieberg (MCS). En 1931, l'échelle MCS fut traduite en anglais et modifiée par Harry O. Wood et Franck Neumann, sous le nom d'échelle Mercalli-Wood-Neumann (MWN). Elle fut encore modifiée en 1956 par le sismologue américain Charles Francis Richter, et dénommée alors échelle de Mercalli modifiée (MM ou MMI).

<sup>978</sup> Il faut noter qu'une échelle macrosismique internationale (EMI) a été développée dans les années 1950 sur la base d'une synthèse des échelles Mercalli de Wood et Neumann, de l'échelle Mercalli Cancani Seberg modifiée par Rothé et de l'échelle Mercalli modifiée par Richter. Toutefois, elle ne sera que peu utilisée, l'échelle MSK de 1964 s'étant imposée rapidement comme référence unique.

Degré	Dégâts observés
I	Seuls les sismographes très sensibles enregistrent les vibrations.
II	Secousses à peine perceptibles; quelques personnes au repos ressentent le séisme.
III	Vibrations comparables à celles provoquées par le passage d'un petit camion.
IV	Vibrations comparables à celles provoquées par le passage d'un gros camion.
V	Séisme ressenti en plein air; les dormeurs se réveillent.
VI	Les meubles sont déplacés.
VII	Quelques lézardes apparaissent dans les édifices.
VIII	Les cheminées des maisons tombent.
IX	Les maisons s'écroulent. Les canalisations souterraines sont cassées.
X	Destruction des ponts et des digues. Les rails de chemin de fer sont tordus.
XI	Les constructions les plus solides sont détruites. Grands éboulements.
XII	Les villes sont rasées. Bouversements importants de la topographie. Fissures visibles à la surface.

Dans cette thèse, plusieurs échelles d'intensité sont invoquées par les acteurs rencontrés. En particulier, les ingénieurs en charge de la construction des centrales nucléaires emploient l'échelle de Mercalli modifiée par Richter en 1955. Jean-Pierre Rothé emploie l'échelle macrosismique internationale. À partir du début de la décennie 1970, tout le monde s'accorde à employer l'échelle MSK, puis l'EMS 98. Globalement, l'utilisation de l'échelle Mercalli modifiée, MSK ou EMS 98 ne change pas la détermination de l'intensité, les stratifications de ces trois échelles se correspondant parfaitement. Par contre, l'échelle macrosismique internationale présente, elle, quelques différences. En particulier, elle est souvent exprimée en nombre décimal et non en chiffre romain. De plus, elle présente un demi-degré de différence entre les intensités V et X des trois autres échelles.

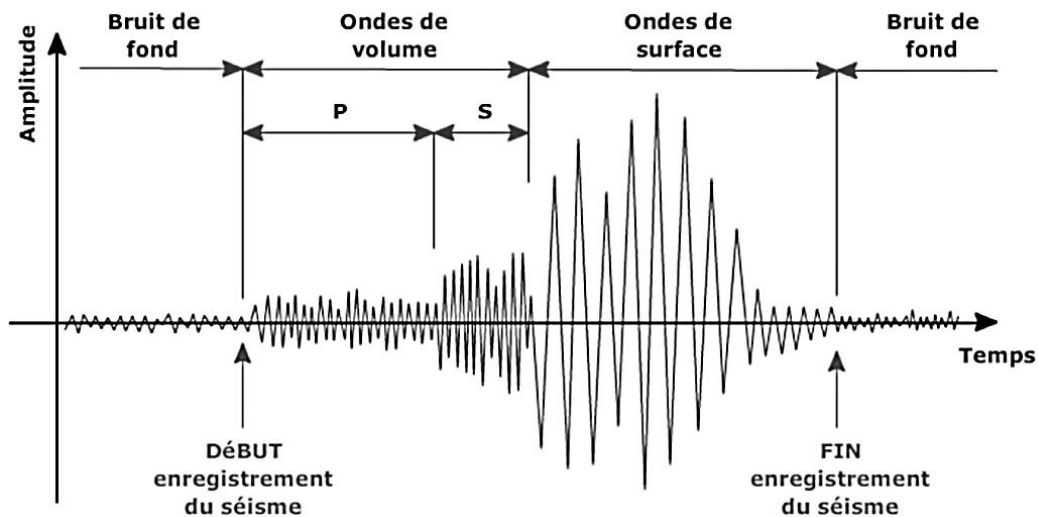
COMPARAISON ENTRE DIFFERENTES ECHELLES D'INTENSITE

ROSSI-FOREL 1873	MERCALLI-CANCANI-SIEBERG 1917	MERCALLI MODIFIEE 1931 (MOCC-NELMANN)	OBS. CENTRAL JAPON 1932 (ISHIMOTO)	MERCALLI-CANCANI-SIEBERG 1942 (MODIFIEE ROTHE)	OBS. CENTRAL JAPON 1951 (MODIFIEE KAWASUMI)	GEOFIAN URSS 1953 (MEDVEDEV)	MERCALLI MODIFIEE 1956 (RICHTER)	MERCALLI MODIFIEE NEW ZEALAND 1965 (EIBY)	E.M.I. (Echelle macrosismique internationale)	M.S.K. 1964 (MEDVEDEV SPONHELER KARNIK)
I	I	I	0	I	0	I	I	I	I	I
II	II	II	I	II	I	II	II	II	II	II
III	III	III	II	III	II	III	III	III	III	III
IV	IV	IV	III	IV	III	IV	IV	IV	IV	IV
V	V	V	IV	V	IV	V	V	V	V	V
VI	VI	VI	V	VI	V	VI	VI	VI	VI	VI
VII	VII	VII	VI	VII	VI	VII	VII	VII	VII	VII
VIII	VIII	VIII	VII	VIII	VII	VIII	VIII	VIII	VIII	VIII
IX	IX	IX	VIII	IX	VIII	IX	IX	IX	IX	IX
X	X	X	IX	X	IX	X	X	X	X	X
XI	XI	XI	X	XI	X	XI	XI	XI	XI	XI
XII	XII	XII	XI	XII	XI	XII	XII	XII	XII	XII

Figure 39: DSN 559, "Détermination des mouvements sismiques de référence pour les sites nucléaires en France", VIIIe assemblée de la Commission Sismologique Européenne, LEEDS, 23-27 Août 1982, p.4

## Magnitudes

La magnitude d'un séisme, est également un indice de la puissance d'un séisme, mais elle se rapporte, elle, à l'énergie dégagée par le foyer sismique, indépendamment des dégâts occasionnés. De ce fait, alors que l'intensité d'un séisme varie en fonction de l'endroit où l'observateur se trouve, il n'y a théoriquement qu'une seule valeur de magnitude. La magnitude se détermine à partir de l'enregistrement d'un séisme, un sismographe, par une équation reliant l'amplitude et la période de l'onde. Les caractéristiques principales de la magnitude sont qu'elle est généralement sans unité et qu'elle suit une échelle logarithmique, le facteur multiplicateur de la puissance entre deux magnitudes contigües étant de 32. Ainsi, 32 fois plus d'énergie est dégagée par un séisme de magnitude 9 que par un séisme de magnitude 8 et plus de 1 000 fois plus qu'un séisme de magnitude 7.



La première échelle de magnitude a été proposée par Richter en 1935, à partir d'enregistrements californiens obtenus à partir de sismographes Wood-Anderson. Elle se calcule par la formule suivante :

$$M = \log (A/T) + C$$

M étant la magnitude, A l'amplitude maximale de l'onde que l'on peut mesurer sur l'enregistrement, T la période de l'oscillation et C une valeur corrective déterminée empiriquement qui vise à tenir compte des effets de propagation avec la distance entre le lieu d'enregistrement et l'hypocentre du séisme. Le terme C varie donc d'une station à l'autre, et d'un séisme à l'autre.

La magnitude de Richter, bien qu'elle soit la plus connue et utilisée dans l'espace public, n'est pas la seule ni la plus utile pour les sismologues. Deux défauts principaux limitent en fait son utilisation. La magnitude de Richter peut être déterminée à partir de n'importe quel enregistrement de n'importe quelle station et à partir de tous les types d'ondes ce qui engendre une variabilité certaine dans sa détermination. Il faut généralement plusieurs

semaines avant de connaître la magnitude définitive d'un séisme. Ainsi, cette magnitude est souvent appelée magnitude locale, notée  $M_L$ , car elle varie en fonction de la localité de l'enregistrement et de l'enregistreur. D'autre part, la magnitude de Richter reflète mal la nocivité sismique, car elle ne tient pas compte de la durée de la sollicitation et qu'elle est déterminée le plus souvent à partir des ondes P, qui ne sont pas les plus nocives. Un séisme émet différents types d'ondes : des ondes de volume et des ondes de surface. Les ondes de volume se propagent à travers l'intérieur de Terre. Elles peuvent être de deux types : les ondes primaires P ou secondaires S. Sur le passage des ondes P, les roches sont alternativement comprimées et détendues comme un ressort. Elles secouent les bâtiments de haut en bas. Les ondes S, elles, sont des ondes cisailantes : les matériaux traversés sont distordus puis retrouvent leur forme initiale. Elles secouent les bâtiments horizontalement dans tous les sens. Plus rapides que les ondes S, les ondes P sont les premières observées sur un enregistrement, ou ressenties à proximité d'un séisme. Elles sont suivies par les ondes S, qui ont une amplitude plus importante et des fréquences plus basses. Les ondes S aussi dites ondes de cisaillement sont celles qui préoccupent généralement la protection parasismique, notamment du fait de leur plus grande amplitude et de leur contenu fréquentiel pouvant occasionner des phénomènes de résonance des sols et des bâtiments. Il existe également des ondes dites de surface, ainsi nommées, car leur trajet se déroule uniquement dans les couches superficielles de la Terre. Elles sont produites par interférence d'ondes de volumes P et S. On dénombre en particulier les ondes de Love et les ondes de Rayleigh. Les ondes de Love sont également des ondes de cisaillement qui peuvent aussi avoir des effets importants sur les constructions. Toutefois, ces ondes se dissipent rapidement avec la distance et leur effet n'est donc en généralement important que dans la zone épacentrale et dans le cas des séismes de faible profondeur.

Pour pallier les défauts de la magnitude de Richter, deux autres types de magnitudes ont été développés : la magnitude de surface, notée  $M_s$ , qui est déterminée à partir des ondes de surface et la magnitude de moment, notée  $M_w$ , qui se fonde sur la dimension physique des failles à l'origine des séismes. Le Japonais Keiti Aki a établi en 1964 le moment sismique, noté  $M_0$ , correspondant à la grandeur physique fondamentale caractéristique d'un séisme et déterminé par la formule suivante :

$$M_0 = \mu \times D \times S$$

Où S est la surface de la faille équivalente au carré de la longueur ( $L^2$ ), D l'amplitude de la dislocation (équivalent au déplacement moyen sur la faille) et  $\mu$  un facteur de rigidité des roches qui composent la faille appelée module de cisaillement. La surface étant équivalente à la longueur au carré et le glissement étant proportionnel à longueur, la magnitude de moment est proportionnelle à  $L^3$  ; ainsi comme le rappelle Pascal Bernard : « si le séisme gagne un point de magnitude, son énergie est multipliée par 30, et si la longueur de la faille est multipliée par 10, son énergie est multipliée par 1 000 ! » (Bernard, 2017, p. 82). Le moment sismique est donc une estimation des contraintes physiques relâchées par le séisme et s'exprime en

Newton/mètres. La magnitude de moment  $M_w$  visant à placer les séismes sur une échelle logarithmique est calculée à partir du moment sismique selon une formule empirique déterminée en 1977 par Hiroo Kanamori équivalent à :

$$M_w = \frac{2}{3} \log(M_0) - 10.7$$

La magnitude de moment ne correspond pas strictement à l'amplitude de l'onde, mais à la surface de la faille qui a glissé que l'on peut soit observer directement lorsque la faille est en surface, soit en la reconstituant par modélisation à partir de nombreux enregistrements. Les équivalences entre la longueur de la faille, la distance de glissement, la durée de la secousse et la magnitude de moment sont répertoriées dans le tableau suivant :

Magnitude $M_w$	Longueur de la faille	Déplacement sur la faille	Durée de la rupture
9	800 km	8 m	250 s
8	250 km	5 m	95 s
7	50 km	1 m	15 s
6	10 km	20 cm	3 s
5	3 km	5 cm	1 s
4	1 km	2 cm	0,3 s

De son côté, la magnitude de surface est mesurée, à l'instar de la magnitude de Richter, directement à partir des enregistrements sismiques. Sa particularité est d'être plus précise pour les séismes de faible profondeur et dont les enregistrements sont éloignés de l'épicentre. De façon générale, la magnitude de Richter et la magnitude de surface sont peu précises pour les séismes de forte magnitude ( $>7$ ) et les sismologues préfèrent donc l'utilisation de la magnitude de moment dans les régions fortement sismiques. Dans les régions moins sismiques, les autres types de magnitudes peuvent être utilisés. En France, la magnitude de surface est utilisée depuis 2001 pour la quantification des mouvements sismiques de références pour la sûreté des installations nucléaires (cf. Chapitre 6).

Il est à noter qu'il n'existe pas de relation physique liant l'intensité et la magnitude d'un séisme. De nombreuses relations empiriques, fondées par l'intercomparaison de nombreuses données, permettent néanmoins de dresser des équivalences entre les deux indicateurs. Ces relations empiriques prennent généralement la forme d'une équivalence logarithmique, tenant compte de la profondeur du foyer sismique qui influence sur l'aire des intensités. La formule la plus rencontrée au cours de l'histoire relatée dans ce manuscrit est celle de Karnik :

$$M = 0,5 I_0 + 0,35 + \log(h)$$

Avec  $M$  la magnitude de Richter,  $I_0$  l'intensité épiscopentrale et  $h$  la profondeur de l'hypocentre.

## La nocivité sismique de l'ingénieur

L'intensité et la magnitude sont des indicateurs utilisés par les sismologues pour quantifier la puissance des séismes. Toutefois, ces indices ne sont pas directement employables par les ingénieurs désireux de protéger les ouvrages contre les phénomènes sismiques. En effet, si l'intensité donne une indication sur l'étendue et l'importance des dommages occasionnés par un tremblement de terre et si la magnitude donne une indication sur l'énergie libérée par la rupture sismique, ces deux indicateurs ne permettent pas d'établir la force sismique à prendre en compte en un point donné. Le premier indicateur de nocivité développé historiquement par et pour les ingénieurs du génie civil est l'accélération. Ce sont John Milne et ses collègues de la *Seismology Society of Japan*, notamment West et Omori<sup>979</sup> qui, dans les années 1880 ont établi une expression physique du mouvement sismique. Le principe est d'exprimer le séisme dans le cadre de référence de la physique newtonienne. Par le recensement de la chute ou non des pierres tombales d'un cimetière après un séisme, ces scientifiques étaient capables d'estimer l'accélération nécessaire à ces chutes et donc d'estimer l'accélération du sol au passage des ondes sismiques. Inversement, connaissant l'accélération du sol pour un séisme donné, il devenait possible de construire un ouvrage en provisionnant une charge supplémentaire adaptée à cette force sismique (cf. Annexe 1).

L'action suivante a donc été de constituer un catalogue de séismes en s'efforçant d'exprimer quand cela était possible l'accélération maximale des séismes. Pour cela, ils ont conduit pendant de nombreuses années l'observation des pierres tombales après séismes. De plus, avec l'essor progressif des sismographes, ils ont pu déterminer l'accélération de certains séismes directement à partir des enregistrements. La contribution des ingénieurs de la *Seismology Society of Japan* a été fondamentale pour l'émergence d'une science parasismique en instaurant ce qu'Alain Desrosières appelle un « espace de commune mesure » (Desrosières, 2013) permettant de lier par la physique newtonienne, les observations de conséquences des séismes (en l'occurrence sur les pierres tombales) et l'enregistrement des mouvements sismiques par un sismographe. Par une série d'expériences et d'observations post-sismiques, ils ont pu lier l'amplitude de l'onde sismique, la vitesse de propagation de l'onde dans le sol (dont ils ont démontré qu'elle variait en fonction du type de sol<sup>980</sup>) ainsi que l'accélération maximale, appelée *peak ground acceleration* (PGA). C'est ainsi que Milne et ses collègues vont unifier la sismologie en faisant le lien entre deux pratiques, l'étude macrosismique qui porte sur le recensement des grands séismes et des dégâts qu'ils ont occasionnés, ainsi que l'étude microsismique des enregistrements des mouvements sismiques (Davidson, 1927). La limite

---

<sup>979</sup> Milne, Omori, "On the overturning and fracturing of Brick and other Columns by horizontally applied Motion", *Seismological journal of Japan*, 17, 1893, p.59-86 ; Milne, « Preliminary Report on Earthquake Motion », *Transactions of the Seismological Society of Japan*, 14, 1889

<sup>980</sup> Milne, « Seismic experiments », *Transactions of the Seismological Society of Japan*, 8, 1885. La variation de la vitesse des ondes sismiques en fonction du type de sol a été un sujet très étudié dans la seconde moitié du 19<sup>e</sup> siècle, Robert Mallet et John Milne ont tous deux participé à l'élaboration de valeur en fonction du type de sol (Davidson, 1927).

de ce travail vient de l'instrumentation sismique de l'époque qui ne permet pas d'enregistrer les mouvements sismiques à proximité de leur épicerie ; les sismographes saturent rapidement ce qui ne permet pas le traitement des sismogrammes. Toutefois, cette mise en équivalence entre phénomène naturel et physique newtonienne par l'accélération va ouvrir le champ au développement d'étude d'aléa sismique, en reliant, par computation de catalogue sismique, l'intensité sismique et l'accélération. Edward Singleton Holden, directeur du *Lick Observatory* sur le Mont Hamilton en Californie de 1885 à 1895, développa la première relation d'équivalence entre intensité macrosismique et accélération, appelée *Ground Motion to Intensity Conversion Equations* (GMICEs). Depuis, de nombreuses autres corrélations empiriques ont été développées pour relier l'accélération maximale du sol (PGA) et l'intensité macrosismique et chaque nouvel enregistrement sismique est l'occasion de les tester<sup>981</sup>. À titre d'exemple, les sismologues américains Gutenberg et Richter ont développé une GMICEs largement utilisée par les acteurs que j'ai étudiés et qui lie l'intensité et l'accélération par la formule suivante :  $\log \gamma = \frac{I}{3} - \frac{1}{2} m. s^{-2}$ .

L'accélération maximale du sol (PGA) comme indicateur de nocivité sismique a été remise en cause dans les années 1930 au Japon et en Californie (Trifunac, 2008). Selon le mathématicien Maurice Biot, le PGA est adéquat pour un objet simple et infiniment rigide, suivant parfaitement les mouvements du sol et pour un séisme considéré comme une onde harmonique. Or, selon lui, d'une part, le mouvement sismique est une onde complexe et, d'autre part, un bâtiment est toujours plus ou moins souple et flexible ce qui engendre des modifications du mouvement en différents endroits de la structure (notamment avec la hauteur). De ce fait, plusieurs techniques ont été développées pour mettre en relation le contenu fréquentiel de l'onde sismique et la ou les fréquences propres des ouvrages (cf. Annexe 2).

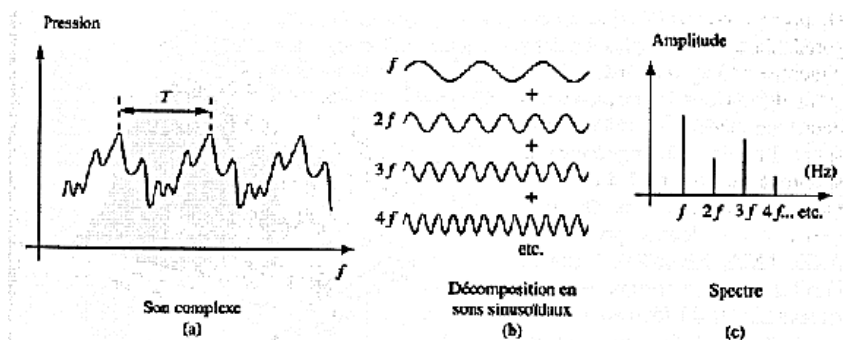
---

<sup>981</sup> BRGM, « Corrélation indicateur de mouvement du sol / intensité Vers l'acquisition conjointe de données instrumentales et macrosismiques », Rapport final, BRGM/RP-57785-FR, décembre 2009 (Disponible en ligne: <http://www.planseisme.fr/IMG/pdf/rp-57785-fr.pdf>)



## Spectre de Fourier

Le signal sismique est caractérisé par une onde complexe qui se propage, depuis le foyer du séisme, dans le sol puis dans les constructions. Or, une onde complexe, selon la théorie de Fourier, peut être décomposée en une série d'ondes sinusoïdales simples. Pour cela, il faut découper l'onde complexe par période, c'est-à-dire par intervalle de temps régulier pour lequel le signal de l'onde se répète. La transformée de Fourier permet alors de décomposer une onde complexe en discrétisant sa contribution énergétique par fréquence. Le spectre est la représentation de la contribution énergétique de l'onde par fréquence.



Le même traitement est en théorie possible avec un enregistrement sismique, par exemple celui d'El Centro de 1940 :

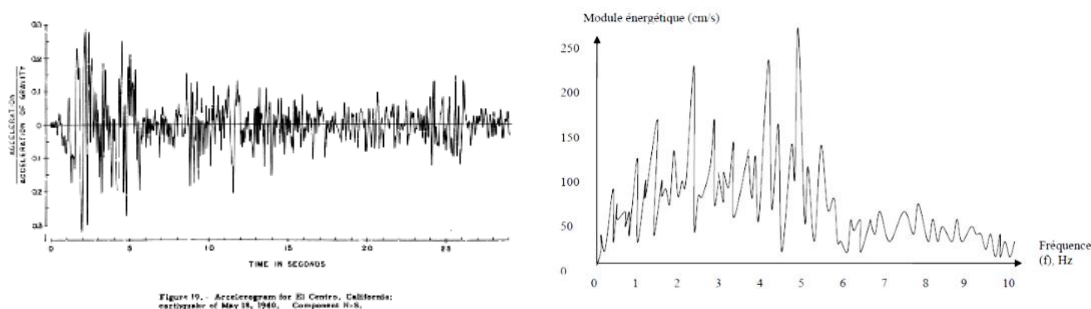


Figure 40: Spectre de Fourier du séisme d'El Centro de 1940 (Tahar, 2016, p. 38)

Le défaut de la transformée de Fourier est qu'elle nécessite une onde de durée infinie pour être exacte. Plus exactement, plus la durée du signal est courte, plus l'incertitude autour de l'identification des fréquences est incertaine. Pour pallier ce défaut, d'autres méthodes ont été développées.

## Spectre de réponse d'oscillateurs

Une autre méthode développée empiriquement au Japon (par Suyehiro<sup>982</sup>), puis théoriquement en Californie (par Maurice Biot<sup>983</sup>) est celle dite du spectre de réponse. Le principe est d'étudier la réponse à une sollicitation sismique d'une collection d'oscillateurs simples, des pendules inversés ou des systèmes masse-ressorts, représentant une large gamme de périodes d'oscillation pour un amortissement donné. À partir de l'accélération maximale subite par les différents oscillateurs il est possible de construire un spectre de réponse enveloppe des accélérations de chaque oscillateur.

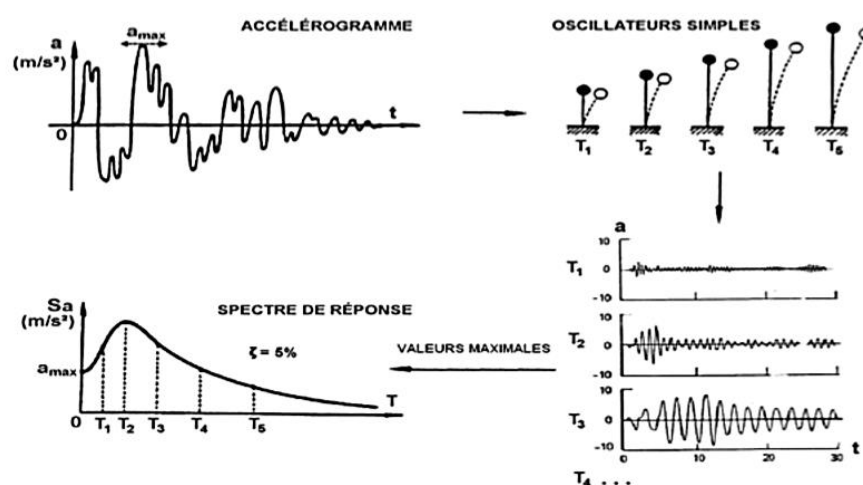


Figure 41: extrait présentation Étienne BERTRAND, Centre d'études techniques de l'équipement méditerranée, « Définition et représentation de l'aléa sismique », Journées techniques organisées avec l'appui du Sétra et sous l'égide de la CoTITA (disponible : [http://www.cotita.fr/IMG/pdf/JT\\_seisme\\_2012\\_J1\\_02\\_Alea\\_sismique\\_V1.pdf](http://www.cotita.fr/IMG/pdf/JT_seisme_2012_J1_02_Alea_sismique_V1.pdf))

Un tel spectre, appelé spectre de réponse en accélération (ou *peak spectral acceleration* ou *pseudo-acceleration* PSA), représente directement la réponse des oscillateurs à un séisme et non plus le mouvement sol. À partir du spectre il devient alors aisé de déterminer pour une sollicitation sismique donnée, la réponse maximale en accélération de tous les bâtiments à partir du moment où l'on connaît leur fréquence propre. Par la suite, avec l'accumulation des enregistrements accélérométriques de séisme, des spectres de réponse génériques ont été développés, notamment dans le cadre d'une utilisation réglementaire.

<sup>982</sup> Le japonais Kyoji Suyehiro (1877-1932) a développé un appareil d'enregistrement des ondes sismiques à plusieurs pendules à un degré de liberté. En 1930, l'appareil Suyehiro enregistre le premier séisme fort en champ proche de l'histoire à la base et sur le toit de trois bâtiments de Tokyo. La présentation de ces enregistrements à une conférence californienne la même année a marqué les esprits et, suite à cela, Suyehiro s'est associé avec John Ripley Freeman (1855-1932) et l'U.S. Coast and Geodetic Survey (USCGS) pour mettre en place un grand programme d'instrumentation de la Californie (Trifunac, 2009, p. 595).

<sup>983</sup> Biot MA (1932), "Transient oscillations in elastic systems", PhD thesis no.259, Aeronautics Department, California Institute of Technology, Pasadena, California; Biot MA (1933), "Theory of elastic systems vibrating under transient impulse with an application to earthquake-proof buildings", Proceedings National Academy of Science, vol.19(2), p.262-8 ; Biot MA (1934), "Theory of vibration of buildings during earthquakes", Zeitschrift für, Angewandte Mathematik und Mechanik, vol.14(4), p.213-23.

## Spectre enveloppe d'Housner

En 1959, Georges Housner a proposé le premier « *average design spectrum* » à partir de la moyenne des réponses d'une collection d'oscillateurs aux accélérographes de trois séismes californiens (El Centro 1934, Magnitude=6,5 ; El Centro 1940, M=6,7 ; Tehachapi, 1952, M=7,7) et un séisme de l'état de Washington (Olympia, 1949, M=7,1)<sup>984</sup>. Ce spectre est calibré pour une accélération du sol de 0,33g avec une probabilité de dépassement de 50% (s'agissant d'un spectre moyen). Le calibrage du spectre s'effectue à une fréquence tendant vers l'infinie (le point 1 dans la figure ci-dessous), car c'est à ce niveau que le mouvement des oscillateurs est le plus proche de celui du sol. La raison derrière la construction d'un spectre moyen plutôt que d'un spectre enveloppe est de conserver une forme réaliste au spectre, celui-ci pouvant dès lors être adapté à plusieurs niveaux de sismicité en calant le spectre en fonction de l'accélération visée. Cette exigence allait de pair avec l'utilisation du spectre pour les codes de construction (Trifunac, 2008). Ce calibrage permet d'adapter le spectre à plusieurs niveaux d'aléa sismique, simplement en déplaçant le spectre le long de la dimension accélération, sans modifier la forme du spectre.

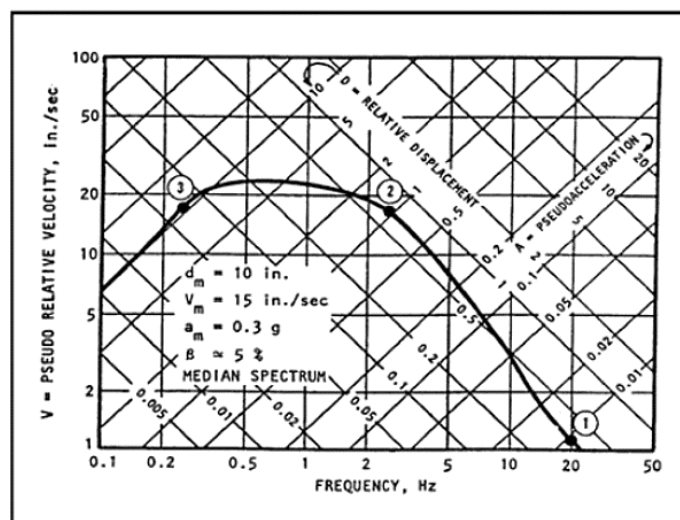


Figure 42: Spectre d'Housner extrait de Housner, GW (1959), "Behavior of structures during earthquakes", *Journal of Engineering Mechanical Division*, ASCE, n°85, p.109-129.

Un tel spectre permet de déduire directement, par lecture, les trois paramètres du mouvement à considérer pour un bâtiment de fréquence propre donnée. Par exemple, un bâtiment de fréquence propre 3,3 Hz (point 2 sur la figure ci-dessus) subira une accélération maximale de 0,66g, une vitesse maximale de 457 mm.s<sup>-1</sup> (18 inch.s<sup>-1</sup> sur la figure) et un déplacement maximal de 25,4 mm (1 inch sur la figure) pour un spectre moyen issu de 4 séismes de l'Ouest américain<sup>985</sup>.

<sup>984</sup> Housner, GW (1959), "Behavior of structures during earthquakes", *Journal of Engineering Mechanical Division*, ASCE, n°85, p.109-129.

<sup>985</sup> Si les résultats varient ici par rapport à ceux de l'étude du Bureau Veritas pour la même fréquence propre, c'est dû au taux d'amortissement différent. Dans cette figure le taux est de 5 % contre 15% pour le bloc-réacteur de Rapsodie.

## Standard design spectra par Nathan Newmark et William Hall

Nathan Newmark et William Hall ont proposé en 1969 une méthode permettant de déterminer un spectre de réponse sismique standard et ajustable pour la conception des centrales nucléaires aux USA<sup>986</sup>. Leur travail repose sur un traitement de 28 accélérogrammes californiens. À partir de ces enregistrements, ils ont pu déterminer une série de valeurs caractéristiques des mouvements du sol (accélération, vitesse et déplacement) en cas de séisme. Newmark et Hall fournissent des valeurs cibles pour les trois paramètres de mouvements en fonction de la sismicité du site d'implantation. Ils proposent notamment des valeurs « standard » (accélération de 0,5g) pour la construction en zone sismique (Californie) et même des valeurs correspondantes à un spectre pour un séisme très fort (accélération 0,75g). Ils proposent également des valeurs minimales (accélération 0,1g) qu'ils considèrent comme étant le minimum acceptable pour la construction d'une centrale nucléaire même en zone non sismique.

RELATIVE VALUES OF MAXIMUM GROUND ACCELERATION, VELOCITY AND DISPLACEMENT

Condition	Maximum Values of Ground Motion		
	Acceleration g	Velocity in/sec	Displacement* in.
"Standard" Relative Values	0.5	24	18
Typical Maxima			
El Centro, 1940, Horizontal	0.33	16	12
El Centro, 1940, Vertical	0.22	11	8
**Minimum, Horizontal	0.10	5	4
**Minimum, Vertical	0.07	3	3
Very Intense Earthquake	0.75	36	27

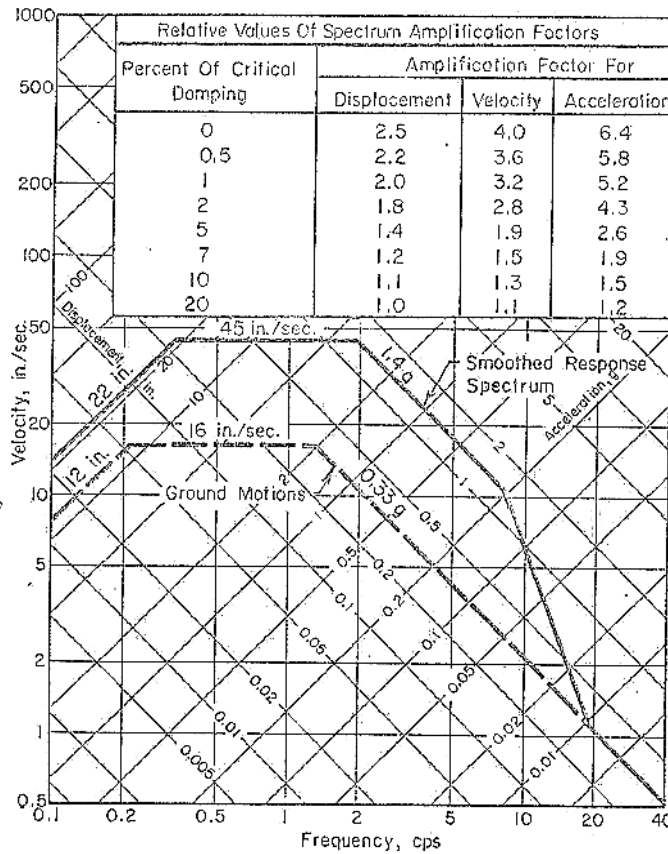
\* Transient motion not involving relative fault displacement.

\*\* Minimum values recommended for use in design of nuclear reactors in any region, even where earthquakes are not considered probable.

Dans un deuxième temps, ils établissent un spectre de mouvement du sol standard (appelé *Ground motion* sur la figure ci-dessous). Sa forme est issue du lissage et de la moyenne des 28 accélérogrammes. Ensuite, ce spectre de mouvement du sol est adapté à un site par un calage du spectre en fonction de l'accélération de référence du site considéré. Dans une dernière étape, un spectre de réponse du bâtiment est construit à partir du spectre de sol. Chaque paramètre du mouvement est alors modifié en fonction de la fréquence, du coefficient

<sup>986</sup> Newmark, N. & Hall, W. (1969), "Seismic Design Criteria for Nuclear Reactor Facilities", Proceeding World Conference Earthquake Engineering, B-4

d'amortissement de la structure considérée et de l'objectif de sécurité envisagé. Les auteurs envisagent deux séries de valeurs de coefficients d'amplifications : une série correspondant à la médiane des amplifications observées et disponibles dans la littérature et une série correspondant à la médiane plus un écart-type. Pour la construction des centrales nucléaires, les auteurs préconisent de prendre la valeur à 84% (médiane + un écart-type). La figure ci-dessous représente le spectre de mouvement du sol, le spectre de réponse d'un bâtiment quelconque et le tableau des facteurs d'amplification moyen à considérer pour plusieurs taux d'amortissement permettant de dessiner le deuxième spectre à partir du premier.



## Autres indicateurs de nocivité

Jusqu'à maintenant, j'ai présenté uniquement la nocivité du séisme sous forme d'accélération, soit en prenant son point culminant dans un enregistrement, soit en considérant l'accélération maximale en fonction de la fréquence d'oscillation. L'accélération maximale du sol (PGA) et l'accélération spectrale (PSA), ne sont cependant pas le seul indicateur de nocivité des séismes. La nocivité peut être également représentée par les autres paramètres du mouvement du sol, la vitesse et le déplacement, avec respectivement, la vitesse maximale (*peak ground velocity* PGV), le déplacement maximal (*peak ground displacement* PGD), la vitesse spectrale (*peak spectral velocity* ou *pseudo-velocity* PSV). D'autres indicateurs de nocivité, plus complexe ont également été développés. Notons par exemple l'intensité d'Housner qui est définie, à la suite des travaux de Benioff,<sup>987</sup> par l'intégrale d'un spectre de réponse en vitesse. Cette intensité est définie comme l'aire séparant le spectre de l'abscisse pour une gamme de fréquences comprise entre 0,4 Hz et 10 Hz.

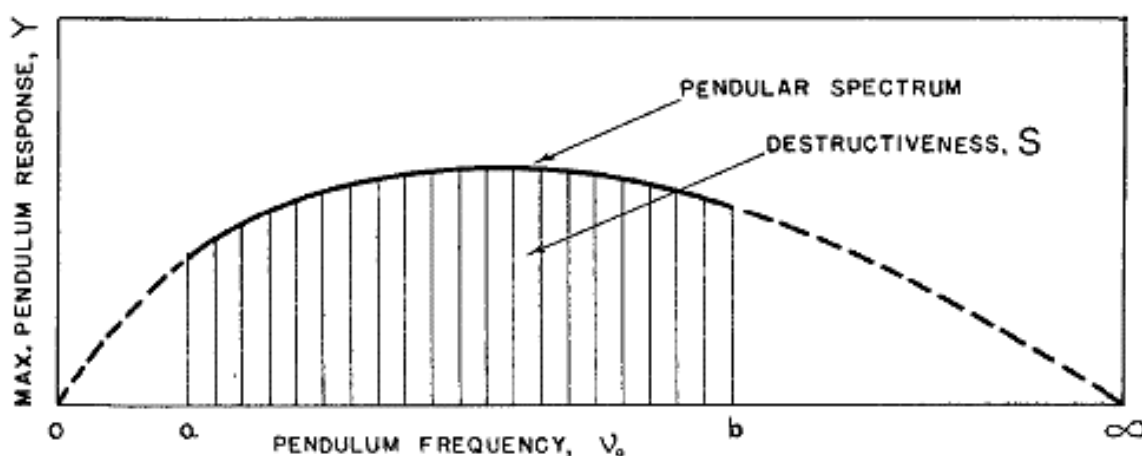


FIG. 1.—Pendular spectrum and seismic destructiveness

Figure 43: Benioff H. (1934), "The physical evaluation of seismic destructiveness", Bulletin of the seismological society of America, vol.24, p.401-402

Dans le même ordre d'idée, deux indicateurs ont également été développés : l'intensité spectrale logarithmique (ISL) également à partir du PSV<sup>988</sup> et l'intensité d'Arias qui est aussi une intégrale de fonction, mais calculée à partir de l'accélération des mouvements du sol dissipée par une famille de structure de fréquence propre variable. Notons également le *cumulative absolute velocity* (CAV) qui représente l'intégrale de la valeur absolue de

<sup>987</sup> Benioff H. (1934), "The physical evaluation of seismic destructiveness", Bulletin of the seismological society of America, vol.24, p.401-402

<sup>988</sup> L'intensité spectrale logarithmique (ISL), inspirée de l'intensité d'Housner est une mesure absolue de l'aire séparant la courbe du séisme enregistré par un accélérogramme et l'abscisse du repère. Elle fut développée par Plichon, ingénieur d'EDF, en 1967 et utilisé exclusivement pour les besoins de l'établissement (voir chapitre suivant). En 1970, a été développée, sur le même raisonnement, l'intensité d'Arias qui a été plus largement employée.

l'accélération et correspond ainsi à l'accumulation continue de l'accélération pendant un séisme (Jiening *et al.*, 2014)<sup>989</sup>, ou encore le spectre de Fourier en amplitude (*Fourier amplitude spectra* FAS)<sup>990</sup>. La compétition autour du meilleur indicateur de nocivité est toujours de mise et chaque nouveau séisme est l'occasion de tester la meilleure corrélation entre résultats déduits des études macrosismiques de détermination des intensités et le résultat issu des modèles théoriques.

Si un indicateur de nocivité ne s'est pas encore dégagé comme étant supérieur aux autres, il faut toutefois remarquer que le PGA, l'accélération maximale du sol, a été et est toujours l'indicateur le plus utilisé dans la construction parasismique : « *le PGA qui est directement relié à la force et aux contraintes exercées sur les structures, représente également le paramètre le plus largement utilisé dans le champ du risque sismique, depuis la caractérisation de l'aléa, jusqu'au dimensionnement de structures. Aussi, de très nombreuses relations ont été proposées pour relier ces pics à l'intensité* »<sup>991</sup>. Pourtant, dès 1973, par une étude de Nicholas Ambraseys (1929-2012), il est connu que la corrélation entre l'intensité macrosismique et l'accélération maximale du sol est très variable. Dans la figure suivante, pour une intensité macrosismique de VII MSK, l'accélération maximale du sol est comprise entre 0.006g et 0.5g. Ambraseys met en avant l'effet très important des conditions locales de sol sur la propagation des ondes sismiques, surtout pour des intensités faibles ou modérées (<VIII). En effet, selon lui, les conditions de sol peuvent avoir d'importants effets d'atténuation ou d'amplification des ondes, effet qui varie très fortement en fonction de la fréquence considérée. Il notera par exemple que les sols mous ont tendance à amplifier très nettement les basses fréquences et à atténuer les hautes fréquences et inversement pour les sols durs<sup>992</sup>.

---

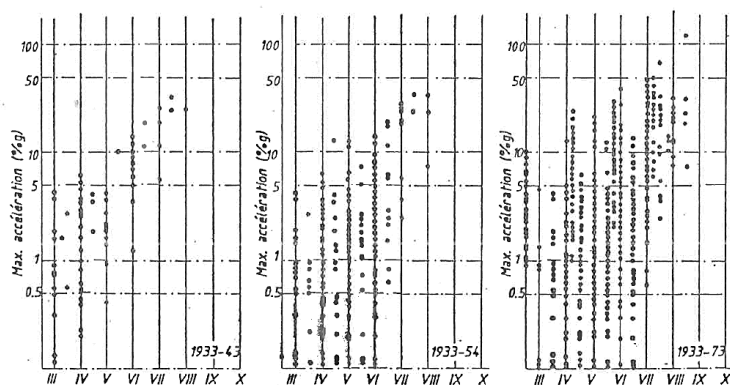
<sup>989</sup> Le CAV est un indicateur qui a été développé dans les années 1990 par l'*Electric Power Research Institute* (EPRI), un institut de recherche financé par une association d'exploitants nucléaires américains, dans le but de ne tenir compte que des effets potentiellement néfastes pour une centrale nucléaire des séismes dans leur évaluation.

<sup>990</sup> Le principe de l'indicateur FAS n'est pas de trouver une corrélation entre l'intensité macrosismique et un paramètre du mouvement du sol, mais de déterminer l'intensité à partir d'enregistrements de séisme. Le postulat dans ce cas-là est que chaque intensité sismique est caractérisée par une gamme de fréquences particulière et qu'il est alors possible de retrouver l'intensité d'un séisme à partir du traitement d'un signal sismique par transformée de Fourier. L'intensité est alors estimée à partir des amplitudes spectrales issues de gammes de fréquences très étroites jugées représentatives de l'intensité considérée (Sokolov, V. Y., & Chernov, Y. K. (1998). On the correlation of seismic intensity with Fourier amplitude spectra. *Earthquake Spectra*, 14, 679-694).

<sup>991</sup> BRGM, « Corrélation indicateur de mouvement du sol / intensité Vers l'acquisition conjointe de données instrumentales et macrosismiques », Rapport final, BRGM/RP-57785-FR, décembre 2009, p.14 (Disponible en ligne: <http://www.planseisme.fr/IMG/pdf/rp-57785-fr.pdf>)

<sup>992</sup> Ambraseys, "Characteristics of strong ground motions on the near field of small magnitude earthquakes", Proceedings of a specialist meeting on the Antiseismic design of nuclear installation, OCDE, 1-3 December 1975

CORRELATION ENTRE L'INTENSITE MACROSISMIQUE ET  
L'ACCELERATION HORIZONTALE DU SOL



( d'après N.N. AMBRASEYS )

Figure 44 : tableau de corrélation de Ambraseys in Ambraseys, "Characteristics of strong ground motions on the near field of small magnitude earthquakes", Proceedings of a specialist meeting on the Antiseismic design of nuclear installation, OCDE, 1-3 décembre 1975, cité par DSN 559, "Détermination des mouvements sismiques de référence pour les sites nucléaires en France", VIIIe assemblée de la Commission Sismologique Européenne, LEEDS, 23-27 août 1982, p.5

Des études récentes sur la comparaison des corrélations entre différents indicateurs et les séismes réels ont même montré que le PGA est l'indicateur qui représente le moins bien l'intensité macrosismique, notamment par rapport au PGV et à l'accélération spectrale (PSA).

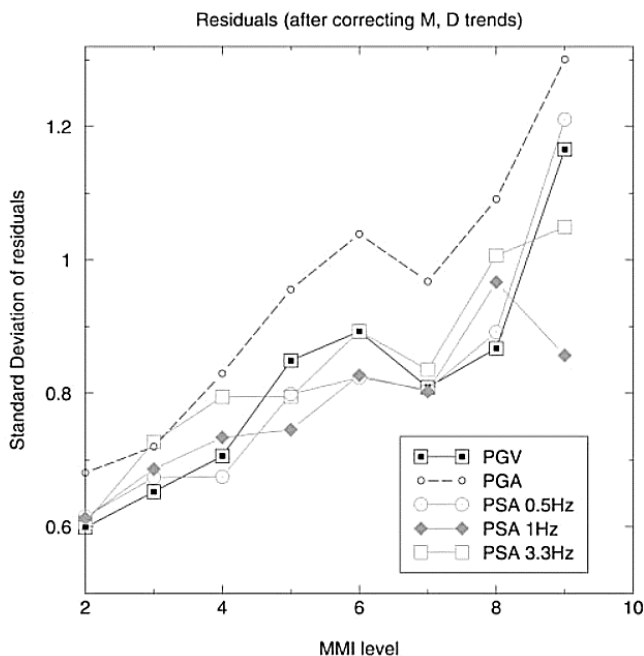


Figure 45 : Déviation entre l'intensité théorique et l'intensité réelle selon plusieurs indices de nocivité sismique. Extrait de Atkinson, G., & Kaka, S. (2007), "Relationships between Felt Intensity and Instrumental Ground Motion in the Central United States and California", Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 97, p.510



Selon ce schéma, l'accélération spectrale (PSA) qui permet de discrétiser l'accélération par fréquence à un meilleur coefficient de corrélation générale. Cela s'explique par le fait que pour une valeur de PGA, il y a une infinité de PSA en fonction de la fréquence, ce qui permet de sélectionner un PSA différent en fonction de l'intensité sismique. En effet, la figure met en exergue le fait que la fréquence représentative d'un séisme varie en fonction de son intensité : par exemple, la fréquence 1Hz représente la mieux les séismes de forte intensité (I>VIII).

La compétition autour des meilleurs indicateurs de prédiction de l'intensité sismique ne donne en pratique pas de grand gagnant. À l'inverse, il s'avère que chaque indicateur apporte une quantité d'informations spécifiques sur la nocivité d'un séisme pour tel et tel ouvrage. Par ailleurs, l'adéquation des indicateurs dépend à la fois des gammes de fréquences considérées et plus encore varie en fonction des intensités sismiques (Lesueur, 2011). Selon un état de l'art des indicateurs de nocivité et de corrélation avec l'intensité mené par le BRGM en 2009 : « *Plusieurs auteurs ont souligné que plutôt que de choisir un seul de ces trois paramètres de pic d'amplitude, chacun peut être considéré comme représentatif d'une gamme d'intensité spécifique [...] Ainsi, l'accélération est considérée par ces auteurs comme étant représentative des faibles intensités (IV), la vitesse des intensités modérées (VI à VII), et le déplacement des fortes intensités (VIII à XII)* »<sup>993</sup>.

---

<sup>993</sup> BRGM, « Corrélation indicateur de mouvement du sol / intensité Vers l'acquisition conjointe de données instrumentales et macrosismiques », Rapport final, BRGM/RP-57785-FR, décembre 2009, p.19 (Disponible en ligne: <http://www.planseisme.fr/IMG/pdf/rp-57785-fr.pdf>)

## Annexe 4 : Analyse probabiliste de risque appliquée à la menace sismique

L'analyse probabiliste des risques nucléaires des suites d'un tremblement de terre a été développée aux États-Unis afin d'évaluer le conservatisme de la conception parasismique des centrales nucléaires. Les risques dus aux accidents induits par le séisme peuvent être déterminés à partir de combinaisons de modèles mathématiques. Ces modèles sont utilisés pour mesurer la variabilité de l'aléa, la variabilité de la propagation des mouvements sismiques dans les structures des centrales nucléaires, la variabilité de la résistance des différents composants à ces mouvements et pour en déduire le comportement probable du système et le risque afférant de perte de confinement et de relâchement radioactif dans l'environnement. À partir de ces estimations du risque, la variabilité et les conservatismes des méthodologies de conception sismique actuelles et nouvelles peuvent être établis. Le risque est exprimé soit par la probabilité de fusion du cœur, par la probabilité de la perte de confinement ou encore par probabilité de différentes quantités de rejets radioactifs, par an par réacteur. La procédure d'évaluation probabiliste du risque de la première étude de la NRC est présentée dans la figure suivante :

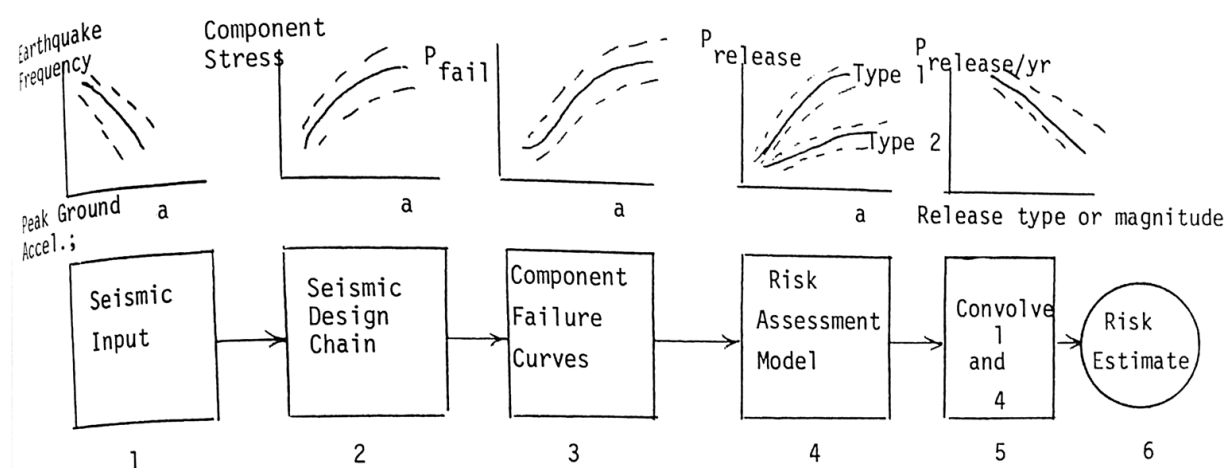


Figure 46: Représentation graphique de la procédure d'évaluation des probabilités du risque de rejet radioactif dû au séisme (source : Lawrence Livermore Laboratory, « Seismic safety margin research program – program plan, revision II », UCID-17824 REV.II, 11 août 1978 (Fonds d'archives PD Smith, Hoover Institution, Sandford University))

La première étape représente l'aléa sismique d'entrée sur un graphique par la probabilité d'excéder un niveau de paramètre de mouvements du sol, en l'occurrence l'accélération maximale du sol, par an pour un site donné. La deuxième étape représente la propagation du mouvement sismique dans les structures et bâtiments pour donner des sollicitations de

mouvements adaptés à tous les composants. À ce stade est représenté sur un graphique le rapport entre l'accélération d'entrée et la contrainte ou l'effort exercé sur un composant en particulier. La troisième étape représente la probabilité de défaillance d'un composant par rapport à la sollicitation sismique établie à l'étape précédente. La quatrième étape utilise des méthodes d'analyse systémique type arbre d'événements ou arbre de défaillance pour établir des scénarii accidentels représentés par une chaîne de composante qui ont chacun une probabilité de défaillances en fonction du paramètre sismique d'entrée. En sortie de cette étape est représentée sur un graphique la probabilité de relâchement de produits radioactifs pour chaque scénario d'accident et en fonction d'une accélération d'entrée. La cinquième étape consiste à effectuer la convolution des graphiques des étapes 1 et 4 de sorte d'obtenir pour chaque valeur de paramètres du mouvement du sol, une probabilité annuelle de relâchement des matières radioactives dans l'environnement pour chaque scénario accidentel.

Pour être complète, une telle étude devrait idéalement être menée pour chaque valeur possible de chaque paramètre, en précisant l'incertitude entourant la définition de chaque paramètre. En pratique, même si cela tend à diminuer, de nombreux paramètres sont choisis par jugement d'expert et de nombreuses simplifications sont autorisées pour diminuer la taille de l'étude. Par exemple, les premières études conduites tant par la NRC que par l'EPRI dans le but d'identifier les marges sismiques utilisent une seule valeur de paramètres sismique d'entrée dans leurs études, appelée valeur cible. Cette valeur est prise égale à spectre de mouvement forfaitaire calé à 0,3g à fréquence infinie, car cela correspond globalement au double de l'accélération prise dans la conception de nombreux réacteurs de l'est des États-Unis et que la probabilité d'excéder une telle accélération est compatible avec les objectifs de sûreté prônés par la NRC (de l'ordre de  $10^{-4}$  à  $10^{-5}$  chance de dépassement par an). Ensuite, ils définissent, à la troisième étape de la procédure, un critère de sélection des composantes de la centrale susceptibles de défaillir au mouvement sismique d'entrée. En effet, pour ne pas prendre en compte les centaines de milliers de composantes d'une centrale nucléaire, ils choisissent de prendre en compte uniquement les composantes qui ont une probabilité de défaillance supérieure à 5% avec une confiance supérieure 95%. Ce critère est appelé "*High confidence of a low probability of failure*" (HCLPF). À l'étape 4, seules les séquences accidentelles qui contribuent le plus au risque final sont prises en compte dans l'analyse. L'ensemble de ces simplifications est jugé acceptable dans le sens où l'objectif des études de marges sismiques est principalement d'étudier les points faibles de la sûreté des centrales nucléaires et non pas d'obtenir le résultat le plus juste possible<sup>994</sup>. Le choix des paramètres et des simplifications n'en reste pas moins un aspect déterminant dans les résultats obtenus.

Une étude de la NRC sur 14 centrales nucléaires a donné des valeurs de probabilité de relâchement de matière radioactive dans l'environnement suite à un séisme très variable,

---

<sup>994</sup> *Seismic safety margin research program* (source: Lawrence Livermore Laboratory, « Seismic safety margin research program – program plan, revision II », UCID- 17824 REV.II, 11 août 1978 (Fonds d'archives PD Smith, Hoover Institution, Sandford University))

allant de  $1,4.10^4$  (environ 1 chance sur 10 000 par an) pour le réacteur 2 de la centrale de *Indian point* à  $4.10^6$  (1 chance sur 4 000 000 par an) pour la centrale nucléaire de Limerick<sup>995</sup>. Par ailleurs, cette étude a conduit à identifier différentes séquences accidentelles principales en fonction des centrales considérées. Le tableau suivant illustre cette variabilité :

Réacteur	Séquence	Probabilité de fusion du cœur par an
Zion	Perte totale des alimentations électrique	$5,6.10^6$
Indian Point 2	Perte totale des alimentations électrique et du contrôle commande	$1,4.10^4$
Indian Point 3	Perte totale des alimentations électriques et contrôle commande	$2,4.10^6$
	Perte de réservoirs d'eau de refroidissement des bâches PTR et du système ASG	$1.10^7$
Oconee 3	Effondrement génie civil (perte RIS, ASG)	$2.10^5$
	Perte totale des alimentations électriques	$1.10^5$
	Inondation interne due au séisme	$1.10^5$
	Rupture barrage Jocassee	$3.10^6$
Seabrook	Perte des alimentations électriques	$1.10^5$
	Perte des alimentations électriques et de l'ASG	$5.10^6$
	Perte de l'ASG et PTR	$2.10^6$
	Perte du système de protection	$1.10^6$

Par-delà la variabilité des séquences accidentelles qui contribuent le plus au risque, la perte des alimentations électriques figure en tête de tous les classements sur toutes les centrales nucléaires. Selon la NRC, cette contribution vient du fait que les alimentations électriques extérieures venant du réseau électrique ont une probabilité de défaillance très élevée, même pour des valeurs d'accélération faibles. De ce fait, en cas de séisme, le principe de redondance de la sûreté nucléaire est mis à mal, car celle-ci ne repose plus que sur les sources d'électricité d'urgence interne (diesel de secours et îlotage principalement).

<sup>995</sup> IPSN, « Évaluation des marges sismiques », Note SACP/D/89-4, 8 juin 1989, annexe 1 (Ressources informatisées de l'IRSN, programme ASK)

## L'évaluation probabiliste de l'aléa sismique en France

L'évaluation probabiliste de l'aléa sismique est moins une évolution de la méthode dite déterministe utilisée en France, qu'une méthode concurrente. En effet, dès 1968 et la parution d'un article d'Alvin Cornell<sup>996</sup>, l'évaluation probabiliste de l'aléa sismique a été utilisée par-delà le monde et notamment dans les zones de forte sismicité. En particulier, l'aléa sismique en Suisse s'est toujours fondé sur une telle approche<sup>997</sup>. Rappelons également qu'en 1968, les experts de l'ancêtre de l'IRSN envisageaient déjà, à terme, la conduite d'une évaluation probabiliste de l'aléa sismique comme un horizon certain. L'intérêt de cette démarche d'évaluation par rapport à la démarche historique est qu'elle permet d'une part de quantifier l'aléa sismique, de tenir compte de la variabilité du phénomène et d'exprimer sa probabilité, et, d'autre part, de tenir compte également des incertitudes et de la variabilité des avis d'experts ou des postulats concurrents dans l'évaluation. La mise en place de l'approche probabiliste a cependant longtemps été repoussée, en France, mais aussi à l'échelle internationale, du fait du manque de données sur la sismicité historique. Le développement des réseaux d'instrumentation sismiques ainsi que le développement de nouvelles connaissances ont progressivement facilité et étendu la mise en œuvre de ces méthodes.

En 1997, l'autorité de sûreté américaine a publié un guide, réglementaire, définissant une nouvelle procédure de conduite d'une évaluation probabiliste de l'aléa sismique qui intègre, avec différents degrés d'implication, les incertitudes et la variété des avis d'experts<sup>998</sup>. En 2002, l'Agence internationale pour l'énergie atomique a publié un nouveau guide de sûreté en matière d'évaluation de l'aléa sismique pour les installations nucléaires dans lequel il est préconisé de tenir compte de la variété des avis subjectifs d'expert, de tenir compte de plusieurs hypothèses et plusieurs modèles dans la construction de la méthodologie d'évaluation et de tenir compte à chaque étape des incertitudes<sup>999</sup>. Pour cela, le guide AIEA invite à conduire une évaluation probabiliste de l'aléa sismique et propose une méthodologie. Dans le guide de 2002, l'approche déterministe n'est pas pour autant remise en cause. Simplement, il est écrit que l'évolution des connaissances permet désormais de conduire plus facilement et plus largement des méthodes probabilistes. Ce guide est par la suite révisé en 2010<sup>1000</sup>. Dans cette version, il est recommandé d'utiliser les deux approches, déterministe et probabiliste, de façon conjointe. Elles sont en effet jugées complémentaires plutôt que concurrente. Il faut remarquer que l'ordre de présentation des deux approches est inversé par rapport à la version de 2002 : d'abord l'évaluation probabiliste puis l'évaluation déterministe.

---

<sup>996</sup> Cornell, C. A. (1968). Engineering seismic risk analysis. Bulletin of the seismological society of America, 58(5), 1583-1606.

<sup>997</sup> Säggerer et Mayer-Rosa, Les risques sismiques en Suisse, Rapport DNS-Tr 14, Zurich, 11 janvier 1978

<sup>998</sup> USNRC, « Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts », NUREG/CR-6372, Volume 2, 1997

<sup>999</sup> AIEA, « Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plants », Safety Guide No. NS-G-3.3, Vienna, 2002

<sup>1000</sup> AIEA, « Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations », Specific Safety Guide No. SSG-9, Vienna, 2010

Au début des années 2000, l'autorité de sûreté nucléaire suisse a lancé un vaste programme visant à refondre complètement l'évaluation de l'aléa sismique en Helvétie sur la base des critères les plus stricts du guide américain de 1997. Ce programme, nommé PEGASOS (pour *Probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die KKW-StandOrte in der Schweiz*, ou en français « Analyse probabiliste des risques sismiques pour les sites de centrales nucléaires suisses ») a été effectué entre 2000 et 2004. Il a conduit, entre autres, à modifier les caractéristiques de bases du séisme historique de Bâle 1356 en augmentant la gamme de magnitudes probable et en faisant varier l'emplacement possible de son épicentre. Les nouvelles caractéristiques du séisme de Bâle conduiraient, si elles étaient utilisées dans l'évaluation de l'aléa de la centrale de Fessenheim à définir un spectre de mouvement du sol plus élevé et potentiellement supérieur, même en basse fréquence, au spectre de dimensionnement.

Sur la base de ce constat, le département de la Santé du canton suisse de la ville de Bâle a mandaté un bureau d'étude indépendant pour juger si la sûreté vis-à-vis du risque sismique de la centrale nucléaire de Fessenheim correspondait à l'état de l'art du moment. La mission fut confiée au bureau RESONANCE Ingénieurs-Conseils<sup>1001</sup> et donna lieu à un rapport en septembre 2007<sup>1002</sup>. Ce rapport juge d'une part que le référentiel français, fondé sur une approche historique dite déterministe ne correspond pas à l'état de l'art et d'autre part sur le fait que les valeurs des paramètres retenues pour qualifier le séisme de Bâle sont trop optimistes. Suite à la publication de ce rapport, la ville de Bâle a intenté un procès au pénal contre EDF et contre l'État français. Le cabinet RESONANCE a rendu publique sa réponse du 3 décembre 2012<sup>1003</sup> aux « mémoires de défense » produits par des cabinets d'avocats<sup>1004</sup> pour le compte d'EDF et un par le ministère de l'Écologie et de développement durable<sup>1005</sup>. Dans ce document, le ton est sensiblement durci et le cabinet suisse défend autant la démarche probabiliste qu'il critique la position de l'exploitant et le référentiel français.

En dernier point, l'approche probabiliste de l'évaluation de l'aléa sismique est devenue au cours de la décennie 2000 la méthode règlementaire pour la construction parasismique pour le bâti courant et pour les autres industries à risques dans le cadre de l'application des Eurocodes. Entre 2004 et 2010, les normes européennes de dimensionnement et de justification des structures de bâtiment et de génie civil sont progressivement entrées en vigueur en France. Ces Eurocodes, et en particulier l'Eurocode-8 relatif au calcul des structures pour leur résistance aux séismes, font directement appel à des notions d'aléa naturel de façon probabiliste, en mentionnant des périodes de retour de référence (par

---

<sup>1001</sup> Bureau d'étude suisse, composé de sismologues et ingénieurs en structures, fondé en 1991 par Martin Koller.

<sup>1002</sup> Koller et Lacave, Centrale Nucléaire de Fessenheim : appréciation du risque sismique, rapport RESONANCE, Genève, 5 septembre 2007

<sup>1003</sup> RESONANCE, Centrale nucléaire de Fessenheim : Réponse scientifique aux prises de position adverses, 3 décembre 2012

<sup>1004</sup> Société Civile Professionnelle COUTARD, MUNIER-APPAIRE, "Mémoire de défense pour la société EDF pour le CE, n° 351986, copie du 2 novembre 2012 et BAKER & MCKIEZIE SCP, "Mémoire de production pour EDF", Dossier n°11NC00726, 5 novembre 2012

<sup>1005</sup> Ministère de l'Écologie, du Développement durable et de l'Énergie, Mémoire de défense, 5 octobre 2012.

exemple un mouvement sismique qui revient tous les 475 ans pour le bâti courant ou un mouvement sismique qui revient tous les 3 000 à 5 000 ans pour les industries à risques). Dans l'optique de l'application de cette nouvelle réglementation, l'État français a mandaté le bureau d'études GEOTER pour mettre à jour la carte d'aléa sismique de la France à partir d'une méthode probabiliste. La première étude a été publiée en 2002<sup>1006</sup>, dans laquelle l'IRSN a été impliqué en tant qu'assistant technique, et est entré en vigueur le 1<sup>er</sup> mai 2011<sup>1007</sup>.

---

<sup>1006</sup> GEO-TER, « Révision du zonage sismique de la France : étude probabiliste », Rapport n° GTR/MATE/0701 - 150 Synthèse, Affaire n° 1601, 15/07/2002

<sup>1007</sup> Par le décret n°2010-1255 du 22 octobre 2010

# Annexe 5 : Échecs de l'évaluation des aléas naturels à la centrale de Fukushima Daiichi

La construction du premier réacteur sur le site de Fukushima Daiichi est décidée en 1966. Le front de mer est alors constitué d'une falaise de plus de 30 mètres de haut. Pour des raisons essentiellement d'ordre économique, l'exploitant japonais décide d'excaver la falaise de 20 mètres et de disposer la centrale à 10 mètres au-dessus du niveau de la mer pour les 4 premiers réacteurs et 13m pour les deux derniers<sup>1008</sup> comme le montre la figure suivante tirée du rapport final de l'agence internationale pour l'énergie atomique de 2015 :

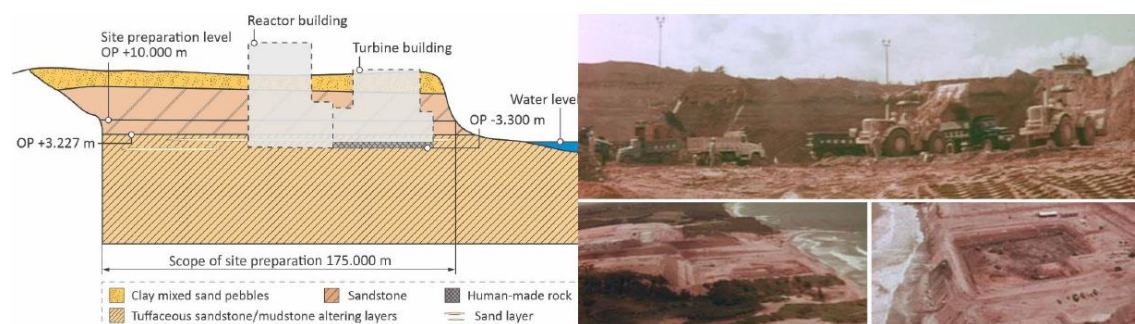


Figure 47 : Représentation de l'excavation de la falaise du site de Fukushima Daiichi en 1966 (source : AIEA, « The Fukushima Daiichi accident : Technical Volume 2/5: Safety Assessment », Vienna, 2015, p. 35)

Cette excavation n'avait *a priori* pas d'incidence sur la sûreté. L'évaluation de l'aléa inondation externe donnait pour résultat 3,122 m au-dessus du niveau moyen de la mer. Cette valeur représente le niveau maximum répertorié dans la région. Il provient d'une mesure, d'où sa précision, effectuée dans le port d'Onahama, à proximité du site, le 24 mai 1960. Ce niveau représente bien celui d'un tsunami faisant suite à un séisme, mais dont la source se trouve au Chili, de l'autre côté de l'océan Pacifique. En effet, les 3,122 mètres ont été obtenus suite au séisme de Valdivia, le plus grand séisme répertorié à ce jour (magnitude 9,5 sur l'échelle de Richter). L'évaluation de l'aléa inondation était purement historique et correspondait alors simplement à la plus haute valeur répertoriée dans les catalogues. Évidemment, cela a de quoi surprendre pour un pays qui se trouve en face d'une des plus grandes zones de subduction de la planète, qui a inventé le mot même de *tsunami*, d'avoir

<sup>1008</sup> Les centrales nucléaires nécessitent un apport considérable en eau pour assurer le contrôle de la réaction en chaîne et la production de vapeur nécessaire à la génération d'électricité. Pomper et transporter l'eau jusqu'à 30 mètres de hauteur aurait considérablement réduit le rendement de la centrale.



comme seule donnée, celle d'un tsunami survenu de l'autre côté de l'Océan pacifique à plus de 17 000 km de distance. En réalité, beaucoup de tsunamis sont survenus au Japon, lors des derniers siècles, et ils sont relativement bien connus. Seulement, ces tsunamis sont soit survenus plus au nord soit nettement plus au sud. La carte d'aléa tsunami au Japon se fonde sur environ 500 ans de données historiques, pour laquelle la région de Fukushima est largement épargnée.

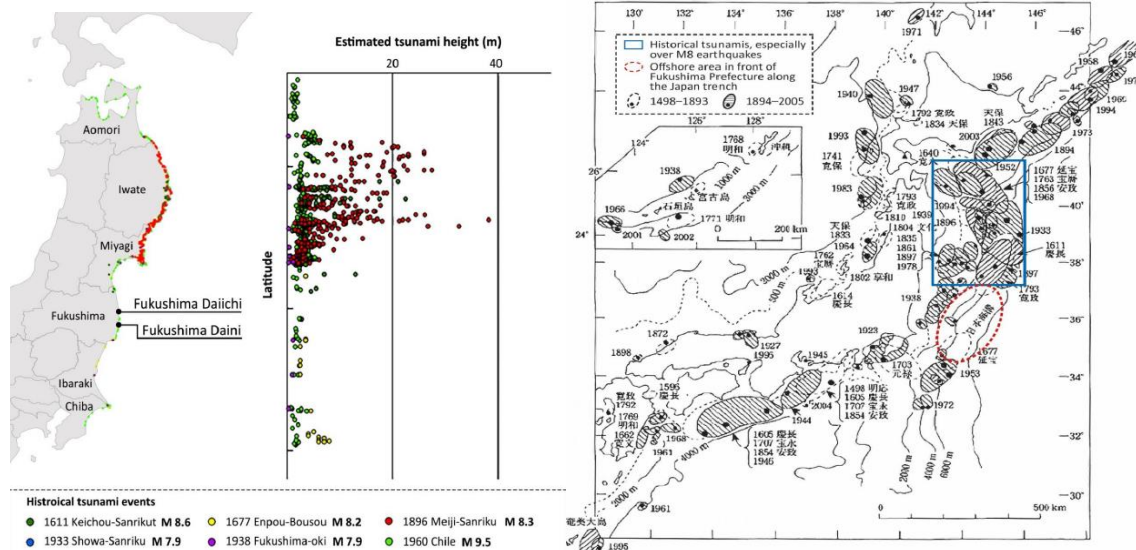


Figure 48: Carte d'aléa tsunamis au Japon représentant les niveaux d'eau retenus pour la côte nord-est de l'île d'Honshu (gauche) et représentant les différents séismes historiques qui ont occasionné des tsunamis dans la région. (Source: AIEA, « The Fukushima Daiichi accident: Technical Volume 2/5: Safety Assessment », Vienna, 2015)

La carte de gauche illustre le fait que des niveaux d'eau très importants, de 20 à 40m, ont été constatés sur la partie nord de l'île d'Honshu, mais que la région de Fukushima est largement épargnée par de tels phénomènes d'après les données historiques disponibles. Le scénario d'un séisme suivi d'un tsunami dont la source serait à proximité du site n'était pas pris en compte dans la mesure où l'évaluation de l'aléa sismique dans la région de Fukushima ne postulait pas de séisme suffisamment important pour générer de telles vagues. En particulier, sur la carte de droite, est mise en lumière par un cercle pointillé rouge la zone de la faille de subduction située au large, à la latitude de la région de Fukushima, pour laquelle aucune donnée historique de séisme n'est disponible. La correspondance entre le manque de données historiques sur les niveaux d'inondation de tsunami à l'emplacement spécifique du site de Fukushima et le manque de données sur la survenue de tremblements de terre dans la zone située au large en face du site a engendré, selon certains spécialistes, la non-prise en compte du risque d'une vague de 10m de haut ou plus dans cette région<sup>1009</sup>.

Durant la vie de l'installation, l'aléa sismique comme l'aléa tsunami ont été réévalués à plusieurs reprises. Les installations nucléaires japonaises ne sont pas soumises à des

<sup>1009</sup> Costas Synolakis & Utku Kanoğlu (2015), "The Fukushima accident was preventable", Philosophical transactions of the Royal Society Vol. 373, Issue 2053 (<https://royalsocietypublishing.org/doi/10.1098/rsta.2014.0379>)

réexamens périodiques de leur sûreté comme en France. Pour autant, des réévaluations ponctuelles ont pu être réalisées notamment après le séisme de Kobe de 1995. Durant les quarante années de fonctionnement de la centrale nucléaire, les niveaux sismiques et d'inondations ont pratiquement doublé. L'accélération du sol de référence de l'unité 1 de la centrale est par exemple passée de 0,25g en 1971 lors du démarrage du réacteur à pratiquement 0,5g à la fin des années 2000. Cette nouvelle valeur faisait suite à une refondation complète des cartes d'aléa sismique japonaises après le séisme de Kobe en 1995<sup>1010</sup>. Cette réévaluation a débouché sur la préparation de nombreux renforcements et modifications décidés en 2006. Suite à l'augmentation générale de l'aléa sismique dans la région de Sendai, le risque de tsunami a également été réévalué à partir d'une nouvelle méthode, probabiliste, développée par la *Japan Society of Civil Engineers* (JSCE) en 2002<sup>1011</sup>. Cette méthode est alors considérée comme la méthode officielle pour l'évaluation de l'aléa tsunami, à défaut de réglementation. Il est ainsi rappelé dans le rapport AIEA que :

« *This was considered as the “official”, “consensus” based standards for all nuclear utilities in Japan* »<sup>1012</sup>

Deux évaluations ont été conduites par la JSCE en 2002 et en 2009 appliquant la nouvelle méthode, mais avec des hypothèses et des données de base différentes. La première tendait à une évaluation du niveau d'eau maximum à 5,7 mètres avec une probabilité de  $1.10^4$  (une chance sur 10 000 par an) et de 10 mètres avec une probabilité comprise entre  $1.10^5$  et  $1.10^6$  (entre une chance sur 100 000 et 1 million par an). La deuxième étude, conduite en 2009, toujours par la JSCE, mais avec des hypothèses différentes<sup>1013</sup>, conduit à des résultats compris entre 9,3m et 15,7m de haut respectivement pour la partie sud et nord du site de Fukushima Daiichi. Suite à cette étude, TEPCO, l'exploitant de la centrale de Fukushima, a conduit sa propre étude réutilisant la méthode JSCE, mais avec des hypothèses différentes<sup>1014</sup>. Les résultats obtenus par TEPCO conduisent à une estimation maximale entre 8,7m et 9,2 m. Toutefois du fait que cette estimation paraît extrême et que les plateformes des 6 réacteurs sont calées à des niveaux supérieurs à ces valeurs, l'exploitant propose de retenir comme valeur réglementaire 6,1 m. Un second argument tenait au fait que l'augmentation de l'aléa

---

<sup>1010</sup> FEMA, “Designing for Earthquakes: A Manual for Architects”, *Risk Management Series*, n°454, December 2006

<sup>1011</sup> JSCE, “Tsunami Assessment Method for Nuclear Power Plants in Japan”, Tsunami Evaluation Subcommittee, Nuclear Civil Engineering Committee, 2002

<sup>1012</sup> AIEA, « The Fukushima Daiichi accident: Technical Volume 2/5: Safety Assessment », Vienna, 2015, p. 45

<sup>1013</sup> L'évaluation de 2009 utilise un modèle de source tsunami proposé par le *Headquarters for Earthquake Research Promotion* (HERP) qui postule la possibilité de survenue d'un séisme de magnitude 8,2 sur l'échelle  $M_w$ , correspondant à une surface de rupture de 200 km × 50 km, n'importe où au large de la côte est japonaise. La dimension de la rupture est une donnée fondamentale pour évaluer la quantité d'eau soulevée lors du séisme et donc évaluer la hauteur d'eau résultante pour le tsunami.

<sup>1014</sup> Au lieu de considérer un séisme hypothétique de magnitude 8,4 peut se produire n'importe où, TEPCO a utilisé une des traces d'un tsunami réel, mais très ancien, issu du séisme de Jogan en 869, à partir d'une publication scientifique par des experts japonais (Sakate, K. *et al.*, « Numerical Simulation of the AD 869 Jogan tsunami in Ishinomaki and Sendai plains », *Ann. Rep. Active Fault Paleoseismic Res.*, Vol. 7, 2008, p. 71-89). Selon cette publication, deux modèles de source de tsunami sont utilisés : la première correspond à un séisme de magnitude 8,4  $M_w$  correspondant à une rupture de 200 km × 100 km ou un séisme de magnitude 8,3  $M_w$  avec une rupture de 100 km × 100 km basés sur des données obtenues par l'étude des dépôts dans le sol suite au séisme de Jogan à partir d'étude paleo-tsunami.

inondation tenait en partie à l'ajout d'un séisme très ancien, le séisme de Jogan de 869, qui n'est pas considéré dans les évaluations d'aléa sismique qui se fondent sur des catalogues de séismes récents (un ou deux siècles). Il est précisé dans le rapport de l'AIEA, que la valeur de 6,1m a été acceptée par l'autorité de sûreté japonaise, la NISA, en l'absence de cadre réglementaire obligeant l'exploitant à conduire des réévaluations de l'aléa tsunami<sup>1015</sup>. La nouvelle valeur a cependant conduit TEPCO à réaliser une série de travaux de renforcement de la digue ainsi que le rehaussement du système de pompage de l'eau dans la mer. Malgré l'évolution des niveaux d'aléa de référence et les travaux de renforcements effectués par TEPCO quelques années auparavant, les événements naturels du 11 mars 2011 ont nettement dépassé l'ensemble des valeurs prises en compte à la conception ou estimées lors des différentes réévaluations. Du point de vue de l'inondation, seule la valeur de hauteur d'eau la plus extrême de l'évaluation la plus pessimiste est à peu près équivalente aux valeurs observées le jour de l'accident.

Tableau 14 : Comparaison entre le dimensionnement des réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi avec les paramètres du tsunami du 11 mars 2011

Centrale de Fukushima Daiichi	Réacteurs 1 à 4	Réacteurs 5 et 6
Niveau de calage de la plateforme des réacteurs nucléaires par rapport au niveau de la mer (en mètre)	10	13
Hauteur de la plus grande vague (en mètre)	11,5 - 15,5	13 - 14,5
Inondation effective (en mètre)	1,5 - 5,5	0 - 1,5
Estimation de l'aléa de référence (en mètre)	5,4 - 6,1 <sup>1016</sup>	

Sur ce tableau, on voit d'une part qu'il faut différencier l'évaluation des niveaux d'aléas et les capacités réelles de l'installation. En effet, bien que l'évaluation de l'aléa soit, au maximum, de 6,1m, en pratique, la plateforme des réacteurs 1 à 4 est surélevée à 10 mètres au-dessus du niveau de la mer. Mais ce dimensionnement est partiel et de nombreux systèmes et équipements importants pour la sûreté étaient quant à eux dimensionnés pour résister à une hauteur d'eau de 6,1m. Toutefois, il faut remarquer que les deux réacteurs 5 et 6 de la centrale, plus récents que les quatre premiers ont été calés à une hauteur supérieure, ce qui a eu pour conséquence de largement limiter l'inondation des bâtiments et de réussir à

<sup>1015</sup> AIEA, « The Fukushima Daiichi accident: Technical Volume 2/5: Safety Assessment », Vienna, 2015, p. 46

<sup>1016</sup> Données issues de la dernière évaluation effectuée de l'aléa, en 2009 d'après TEPCO, « Fukushima Nuclear Accidents Investigation Report », juin 2012.

prévenir l'accident nucléaire. Pour les 4 premiers réacteurs, l'inondation a atteint jusqu'à 5,5 mètres par endroit, et 3 sont entrés en fusion, la quatrième se trouvant en arrêt pour rechargement du combustible. Sur les photos ci-dessous est représentée l'inondation au niveau du bâtiment réacteur n°4. Au-delà de l'inondation effective, il faut bien mesurer l'importance de l'échec de l'évaluation de l'aléa tsunami. Il y a un facteur trois entre le niveau d'eau maximal estimé par TEPCO en 2009 et le niveau réel. Il faut également noter que la dernière évaluation effectuée par la JSCE estimait, que bien que très improbable, une inondation de 15,7 m sur le site de Fukushima Daiichi était envisageable.



Figure 49 : Inondation de la centrale de Fukushima Daiichi le 11 mars 2011 au moment de l'arrivée de la vague (photo de gauche) et après 74 secondes (photo de droite) (source : TEPCO, "Fukushima Nuclear Accidents Investigation Report", juin 2012, attachement 3.8)

Une autre raison qui explique la sous-estimation de l'aléa tsunami sur le site de Fukushima est la non-prise en compte d'un scénario sismique de grande ampleur sur cette portion de la faille de subduction. Ce scénario n'était considéré ni par TEPCO ni par aucune carte d'aléa sismique du pays. Il y avait un consensus entre les experts japonais pour exclure ce type de scénario. La dernière évaluation de l'aléa sismique par l'exploitant de la centrale, datée de 2006, servant de référence pour le calcul du spectre de réponse maximal, appelé DBSGM Ss pour *Design-basis seismic ground motion for Safe shutdown* (équivalent au spectre SMS en France), correspondait à un séisme de magnitude 7,9 Mw<sup>1017</sup> survenant à quelques kilomètres au large du site. Cet aléa est alors supérieur à l'aléa réglementaire japonais issu de l'évaluation conduite par le *Earthquake Research Committee of the Headquarters for Earthquake Research Promotion* dans sa version de 2009 qui évalue le séisme de référence de la préfecture de Fukushima à 7,4 Mw<sup>1018</sup>. La non-considération d'un séisme de magnitude 9 au large de la côte de Fukushima a masqué la possibilité d'un mégatsunami dans la région. Elle a également conduit à un sous-dimensionnement des installations nucléaires vis-à-vis de la menace sismique. Ainsi, les mouvements sismiques enregistrés par les sismomètres et accéléromètres

<sup>1017</sup> Les sismologues japonais utilisent préférentiellement la magnitude de moment noté Mw plutôt que la magnitude de Richter ou la magnitude de surface. La magnitude de moment est déterminée à partir des dimensions géométriques de la rupture de la faille.

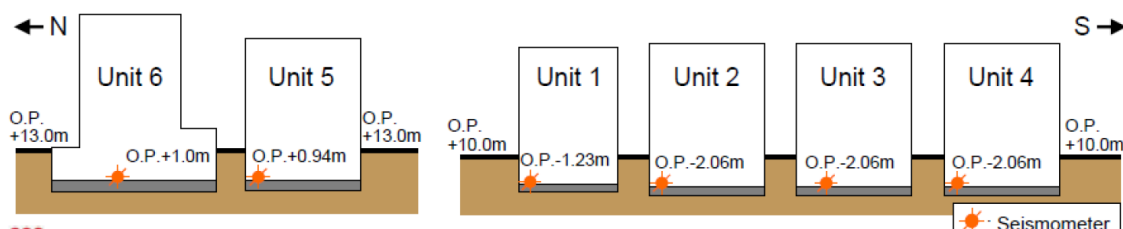
<sup>1018</sup> AIEA, « The Fukushima Daiichi accident: Technical Volume 2/5: Safety Assessment », Vienna, 2015

de la centrale ont également dépassé les niveaux de référence retenus pour la sûreté de l'installation. Le tableau suivant illustre ceci en présentant à la fois les valeurs d'accélération<sup>1019</sup> maximales enregistrées par les différents sismomètres et pour différentes directions (colonne 2 à 4) ainsi que les valeurs utilisées lors de la conception des différents réacteurs (colonne 8 et 9) et les valeurs utilisées lors de la réévaluation de l'aléa sismique après le séisme de Kobe (colonne 5 à 7).

Tableau 15 : Comparaison des enregistrements de mouvements du séisme du 11 mars 2011 avec les valeurs retenues lors de la conception et des 6 réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi.

	Maximum acceleration value from observation records (Gal)			Maximum response acceleration value (Gal)					Static horizontal acceleration (Gal)
				New design-basis seismic ground motion Ss			Original design-basis seismic ground motion		
	NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	
Unit 1	460	447	258	487	489	412	245		470
Unit 2	348	550	302	441	438	420	250		
Unit 3	322	507	231	449	441	429	291	275	
Unit 4	281	319	200	447	445	422	291	283	
Unit 5	311	548	256	452	452	427	294	255	
Unit 6	298	444	244	445	448	415	495	500	

\*   indicates the observed value was beyond the response of Ss, the others were under the response of Ss.



Source: AIEA, « The Fukushima Daiichi accident: Technical Volume 2/5: Safety Assessment », Vienna, 2015, p. 35

Les valeurs d'accélération enregistrées sur le socle des 6 réacteurs nucléaires de la centrale de Fukushima lors du séisme du 11 mars 2011 sont supérieures en trois points aux valeurs issues de la dernière réévaluation de l'aléa sismique. Elles dépassent de 15 à 20% les valeurs de référence mises à jour en 2006 et sont deux fois supérieures à celles utilisées lors de la conception de la centrale. De plus, la durée du signal fut extrêmement longue, environ 120 secondes, correspondant à deux fois la valeur retenue dans les études de vérification de robustesse parasismique.

La centrale nucléaire a donc fait face à deux agressions naturelles extrêmes et la question s'est posée de savoir si l'accident était imputable au séisme ou au tsunami. Plus exactement, s'il est indéniable que le tsunami a joué un rôle primordial, la question a été de savoir si le séisme

<sup>1019</sup> Il est à noter que l'unité utilisée est le Gal, sachant que 1 Gal correspond à 1 cm.s<sup>2</sup> ou 0,01 m.s<sup>2</sup> soit approximativement 0,001 la constante de pesanteur (g). Dans le Tableau 15, par exemple, la valeur maximale enregistrée est équivalente à 550 Gal ce qui correspond approximativement à 0,55g.

seul aurait pu engendrer un accident. Ce questionnement est repris dans un rapport produit par le cabinet d'expertise indépendant Mycle Schneider Consulting en 2014<sup>1020</sup>. Pour répondre à cette question, le rapport se base sur la comparaison des six investigations différentes qui ont été menées à la suite de l'accident<sup>1021</sup>. Pour les six expertises, l'accident a été causé par la perte totale d'alimentation électrique qui aurait elle-même entraîné l'arrêt de tous les systèmes de refroidissement du cœur des réacteurs 1,2 et 3 de la centrale, conduisant ainsi la fusion de la matière fissile et à l'accident. L'évènement initiateur de la catastrophe est, pour 5 des 6 rapports, l'inondation du site qui a fait suite au tsunami. Seul le rapport de la commission parlementaire japonaise, le NAIIC (pour *National Diet of Japan Fukushima nuclear accident Independent Investigation Commission*) envisage une autre voie. En effet, pour ce dernier, des ruptures de tuyauteries et des destructions de générateurs de secours ont pu causer des défaillances décisives avant même l'arrivée de la vague. Leur argument tient au fait que le cœur du réacteur 1 ait commencé à fondre plus tôt que les deux autres et que ceci pourrait s'expliquer par une perte totale de refroidissement déjà après le séisme. De plus, le rapport note que les travaux de renforcement prévus en 2006 par TEPCO suite à la réévaluation de l'aléa sismique n'étaient en grande partie toujours pas réalisés au moment de l'accident. De ce fait, la centrale était particulièrement vulnérable et les secousses sismiques ont probablement causé de nombreux dommages avant même l'arrivée du tsunami. Il est ainsi écrit en conclusion du premier chapitre du rapport NAIIC que :

*“Based on the statements above, we cannot guarantee that at the time of the Great East Japan Earthquake the equipment and the overall piping system that were important for the safety functions of “stop, cool, and close” in each unit of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant were in a state that could withstand the DBEGM Ss with a maximum acceleration of 600 gal. In light of the fact that the large-volume seismic reinforcement works that should have been made from 2006 onwards were mostly not carried out, there is a high possibility that they were unable to withstand earthquake ground motion at the Ss level [...] The motion had more than double the duration, and had an acceleration amplitude equal to or slightly higher than the DBEGM Ss. Note that these are by no means special circumstances”<sup>1022</sup>*

Pour développer leur théorie, il leur serait nécessaire de conduire des investigations sur le terrain, ce qui est, à l'heure actuelle encore, impossible étant donné la radioactivité ambiante<sup>1023</sup>. Les études plus récentes, notamment celle publiée par l'Agence internationale pour l'énergie nucléaire en 2015, tendent plutôt à montrer que l'installation a bien résisté aux sollicitations sismiques. Cet avis se fonde d'une part sur le fait que les réacteurs de la

<sup>1020</sup> Schneider, Frogatt et al, *The world nuclear industry status report*, Mycle Schneider Consulting, juillet 2014.

<sup>1021</sup> K. Ohmae, *The Last Conditions of Reboot: Final Report of the Investigation Project of the Fukushima Daiichi Accident*, Shogakkan Publishers, 2012; K. Kitazawa, *The Independent Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident—Investigation Report, Rebuild Japan Initiative Foundation (RJIF)*, mars 2012 ; TEPCO, *Fukushima Nuclear Accidents—Investigation Report*, juin 2012 ; NAIIC, *The Official Report of the Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission*, The National Diet of Japan, juillet 2012 ; ICANPS, *Final Report on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company*, juillet 2012 ; AESJ, *Investigation Committee on Fukushima Daiichi Nuclear Accident*, septembre 2013

<sup>1022</sup> The National Diet of Japan Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission, chapter 1, p.22

<sup>1023</sup> NIIAC, Op cit.

centrale ont correctement enclenché leur système d'arrêt d'urgence. D'autre part, cet avis se fonde sur le retour d'expérience. En particulier, le 16 juillet 2007, la centrale japonaise de Kashiwazaki-Kariwa a subi des accélérations de sol environ deux fois plus élevées que celles prises en compte lors de son dimensionnement sans occasionner d'accident de fusion du cœur des réacteurs. Cette centrale a tout de même subi de nombreux dommages. Une note envoyée par l'AIEA fait notamment état de :

*« Des dégâts nombreux et importants ont été relevés sur l'ensemble des sept tranches de la centrale. Une liste de 63 dommages, qualifiés d'incidents, qui ont été confirmés par l'autorité de sûreté nucléaire NISA puis transmis à l'AIEA, parmi ceux-ci, 15 d'entre eux concernent des matières radioactives »<sup>1024</sup>*

Ce courrier fait également état de fuites radioactives vers l'extérieur qui ont été détectées sur les tranches 6 (en arrêt pour maintenance au moment du séisme) et 7. Selon un avis de l'IRSN sur l'évènement, ce sont 67 incidents qui sont finalement recensés par l'exploitant dont l'incendie d'un transformateur électrique, un débordement de la piscine d'entreposage de combustibles usés avec une hauteur de vague estimée à 1 mètre et une fuite de la peau d'étanchéité d'une piscine réacteur<sup>1025</sup>. Mis à part ces divers incidents et indépendamment de leur importance, les ouvrages, et en particulier le génie civil s'est bien comporté lors du séisme et présente peu de traces de dégradations. L'AIEA fonde également son avis sur l'absence de dommages importants constatés à la centrale d'Onagawa pourtant plus proche de l'épicentre du séisme et ayant subi des mouvements plus élevés<sup>1026</sup>.

S'attacher à démontrer que c'est le tsunami et non le séisme qui a occasionné l'accident peut paraître dérisoire puisque le tsunami a été occasionné par le séisme. D'une certaine façon, c'est bien l'échec de l'évaluation de l'aléa sismique qui a caché la possibilité d'un tel tsunami. Mais en pratique, une telle démonstration est un enjeu fondamental pour l'industrie nucléaire à travers le monde. Et cela pour deux raisons. La première est que, si le tsunami est seul responsable de l'accident, bien qu'il ait été effectivement initié par un séisme, alors l'accident ne remet en cause que la sûreté des sites nucléaires sujets à un tel aléa. En effet, toutes les installations ne sont pas situées en bord de mer et tous les bords de mer ne se situent pas en face d'une grande faille de subduction. Ce cadrage des causes de l'accident a notamment été en France un argument politique pour réaffirmer la sûreté des centrales nucléaires. Ainsi, en mai 2012 par exemple, lors d'un débat télévisé entre François Hollande et Nicolas Sarkozy, tous les deux candidats à l'élection présidentielle française, ce dernier exprima son opposition à la fermeture de la centrale nucléaire de Fessenheim sous prétexte que :

---

<sup>1024</sup> Atger, « AIEA-JAPON : mission d'évaluation de la sûreté des installations à la centrale nucléaire de Kashiwazaki-Kariwa, suite au séisme du 16 juillet », note AIEA, 2 août 2007, p.1

<sup>1025</sup> IRSN « Prise en compte du retour d'expérience du séisme ayant affecté la centrale nucléaire de Kashiwazaki-Kariwa. », Avis IRSN N° 2014-003573, octobre 2014

<sup>1026</sup> AIEA, "IAEA Mission To Onagawa Nuclear Power Station to Examine The Performance of Systems, Structures and Components following The Great East Japanese Earthquake and Tsunami", Onagawa and Tokyo, Japan, 2012

« Le nucléaire français est le plus sûr du monde et n'est pas comparable à la situation connue à Fukushima qui a été un problème de tsunami, je n'imagine pas un tsunami sur les côtes du Rhin »<sup>1027</sup>

Le même Sarkozy, a repris la formule en 2016 pour s'opposer à nouveau à la fermeture de la centrale alsacienne, dans un numéro du Journal du dimanche où il exprime que :

« On a peur de quoi ? D'un tsunami sur le Rhin ? »<sup>1028</sup>

Il faut noter que Nicolas Sarkozy est président de la République au moment où survient l'accident nucléaire de Fukushima. Après l'accident, il donne beaucoup de son énergie pour limiter les répercussions de l'accident japonais sur l'industrie nucléaire mondiale dans laquelle la France joue un rôle premier. Par exemple, il été le premier chef d'État à se rendre au Japon après l'accident, contre la volonté du Premier ministre japonais<sup>1029</sup>. Un deuxième point essentiel à la démonstration de la bonne résistance de la centrale de Fukushima à des sollicitations sismiques supérieures à celles utilisées dans le dimensionnement tient à la mise en valeur des marges sismiques. En effet, en France particulièrement, démontrer l'existence de marges de résistance des installations nucléaires face à la menace sismique est un enjeu fondamental, dans le cadre des réexamens de sûreté, pour faire face aux réévaluations de l'aléa sismique comme il a été longuement analysé dans le chapitre précédent.

Toutefois, quoi qu'il en soit des dommages occasionnés ou non par le séisme, il n'en demeure pas moins que l'évaluation et les réévaluations de l'aléa sismique ont constamment sous-évalué l'aléa pour cette région. Cette sous-évaluation est d'autant plus surprenante que la région est située juste en face d'une des failles de subduction les plus sismogéniques du monde et que les sismologues japonais comptent parmi les plus reconnus à l'échelle internationale. Par exemple, rappelons ici ce qui a été développé dans le chapitre précédent à savoir que la méthode de détermination des spectres de mouvements du sol mise à jour en 2001 repose sur une formule (une GMPEs) élaborée par un sismologue japonais. Dans la section suivante, il est question d'élucider l'énigme de l'échec méthodologique des sismologues japonais.

## Comment expliquer l'échec de l'évaluation de l'aléa sismique au Japon ?

La magnitude de Richter, bien qu'elle soit la plus connue et utilisée dans l'espace public, n'est pas la seule ni la plus utile si l'on veut évaluer la sismicité des grandes failles

---

<sup>1027</sup> Débat télévisé du 2 mai 2012 entre François Hollande et Nicolas Sarkozy (rts.ch/info/monde/3964968-debat-televisé-tendu-entre-francois-hollande-et-nicolas-sarkozy.html)

<sup>1028</sup> <https://www.lesechos.fr/2016/05/nucleaire-sarkozy-ironise-sur-un-tsunami-a-fessenheim-207203>

<sup>1029</sup> Cellule de Crise : L'Histoire secrète, « De Paris à Fukushima : Les secrets d'une catastrophe », Reportage France télévision février 2017 (<https://www.youtube.com/watch?v=giKSS42h2gg>)



sismogéniques. Un autre indice - la magnitude de moment, notée  $M$  - permet de relier l'énergie sismique à la dimension physique des failles (dimension géométrique et densité de la roche)<sup>1030</sup>. Avec cet indicateur, il est possible de relier chaque événement sismique, présent ou passé, à un glissement d'une portion de faille dont on peut estimer les dimensions. Or, le déplacement différentiel de deux plaques tectoniques le long d'une faille peut être quantifié précisément par relevé GPS grâce à la science géodésique. Ainsi on sait par exemple avec précision que la plaque pacifique glisse le long de la faille de la fosse du Japon sous la plaque Eurasie à une vitesse de 10 mètres par siècle. Cette vitesse de glissement donne le potentiel sismogénique de la faille, appelé aussi le stock énergétique. Ce stock énergétique peut être dépensé soit par des tremblements de terre, soit par des glissements sans frottement ou par de la microsismicité.

À partir de là, deux positions s'affrontent dans la communauté scientifique des sismologues pour expliquer la sismicité : les partisans du « cycle » sismique et les partisans du « chaos » organisé. Pour les premiers, les grandes failles, comme la faille de subduction au large du Japon, peuvent être découpées en des portions de failles, relatives à des aspérités particulières, qui sont relativement indépendantes et capables individuellement de générer des séismes d'une certaine importance avec un certain « cycle ». Dit autrement, les contraintes sont stockées régulièrement le long des portions de failles et lorsque la contrainte dépasse un certain seuil de résistance qui dépend de la nature de la roche et de la dimension de la portion de faille, alors le glissement se fait par à-coups, déclenchant un séisme de magnitude à peu près constante. Dès lors, chaque magnitude observée autour d'une grande faille peut être rattachée à une portion de faille particulière, qui déclenche un séisme avec un tempo de métronome. C'est ce qu'on appelle les séismes caractéristiques. En théorie, cette méthode propose donc l'avantage de pouvoir prévoir la « capacité » sismique d'une faille en même temps que la récurrence des séismes qu'elle génère. Cette théorie fut notamment développée par le travail de deux chercheurs américains dans les années 1980<sup>1031</sup> qui tendaient à montrer qu'un séisme de magnitude d'environ 6 se produit tous les 33 ans sur une portion de la faille de Parkfield en Californie. Cette méthode eut de nombreux partisans durant des décennies et fut notamment utilisée pour la prévision des risques sismiques au Japon. Toutefois, comme

---

<sup>1030</sup> Le Japonais Keiti Aki a établi en 1964 le moment sismique, noté  $M_0$ , correspondant à la grandeur physique fondamentale caractéristique d'un séisme et déterminé par la formule suivante :

$$M_0 = \mu \times D \times S$$

Où  $S$  est la surface de la faille équivalente à la longueur au carré ( $L^2$ ),  $D$  l'amplitude de la dislocation (équivalent au déplacement moyen sur la faille) et  $\mu$  un facteur de rigidité des roches qui composent la faille appelée module de cisaillement. La surface étant équivalente à longueur au carré et le glissement étant proportionnelle à longueur également, la magnitude de moment est proportionnelle à  $L^3$  ; ainsi comme le rappelle Pascal Bernard : « si le séisme gagne un point de magnitude, son énergie est multipliée par 30, et si la longueur de la faille est multipliée par 10, son énergie est multipliée par 1 000 ! » (Bernard, 2017, p. 82). Le moment sismique est donc une estimation des contraintes physiques relâchées par le séisme et s'exprime en Newton/mètres. La magnitude de moment  $M_w$  visant à placer les séismes sur une échelle logarithmique est calculée à partir du moment sismique selon une formule empirique déterminée en 1977 par Hiroo Kanamori équivalente à :

$$M_w = 2/3 \log(M_0) - 10.7$$

<sup>1031</sup> Schwartz, D., & Coppersmith, K. (1984). Fault Behavior and Characteristic Earthquakes: Examples From the Wasatch and San Andreas Fault Zones. *Journal of Geophysical Research*, p.89

le rappelle Pascal Bernard, physicien et sismologue à l'Institut de physique du globe de Paris, la validité de cette méthode a été largement contredite par l'expérience et, dès les années 1980, une deuxième théorie voyait le jour, celle du chaos organisé (Bernard, 2017, p. 99).

Les partisans de la théorie du chaos organisé, ou plus exactement de la criticalité autoorganisée SOC (*Self Organized Criticality*), défendent que toutes les aspérités soient rattachées à la même faille selon un modèle de chaîne de patins reliés entre eux par des ressorts. Imaginons que les aspérités sismogéniques soient représentées par des patins de dimensions, de poids et de nature différentes, tous posés sur le sol et que tous ces patins soient attachés par des ressorts de rigidité différente à une même barre qui bouge à une vitesse constante. Selon les tenants de la première théorie, chaque patin devrait avoir son propre « cycle » de déplacement. Pour les tenants de la théorie SOC à l'inverse, le déplacement des patins suit un cours chaotique<sup>1032</sup>. Dans ce système de patins (ou d'aspérités) ni la taille des déplacements, ni l'ordre des patins déplacés ni même leur cadence n'est régulière. De plus, les chercheurs ont remarqué que les déplacements des patins pris individuellement sont relatifs aux déplacements des autres patins. Ainsi, lorsque certains patins bloquent longtemps, ils peuvent, lorsqu'ils se déplacent enfin, entraîner avec eux une cascade de déplacements d'autres patins. Replacé dans le contexte sismique, cela veut dire que lorsqu'une portion de faille ayant accumulé beaucoup d'énergie se débloque, elle peut générer le déblocage d'autres portions de failles environnantes et ainsi de suite créant un séisme de plus grande ampleur que sa « capacité » propre. Le dernier résultat de ces recherches est que, derrière l'apparence chaotique du déplacement des patins, il y a une certaine forme de régularité statistique si l'on regarde à plus grande échelle. En effet, il y aurait une loi de récurrence qui voudrait que la probabilité d'occurrence d'un événement soit proportionnelle aux nombres de patins coulissant simultanément. Dit autrement, un événement entraînant le coulisage de 10 patins a moins de chance d'advenir qu'un événement entraînant le coulisage de 5 patins, et cela dans une proportion constante<sup>1033</sup>.

Pour les deux approches, il est nécessaire d'avoir une connaissance géologique et géomorphologique approfondie de la faille considérée. En effet, il est important de repérer chaque portion de la faille, chaque aspérité, susceptible de générer des séismes. Cela oblige à mener des analyses jusqu'à des profondeurs de plusieurs centaines de kilomètres. Cette tâche n'est pas aisée, surtout pour les portions de failles qui se trouvent en mer (Chartier, 2019).

---

<sup>1032</sup> Le chaos dans la théorie mathématique renvoie à l'exemple des trois corps célestes de Poincaré où une microdifférence dans les paramètres de départ bouscule rapidement l'évolution du système le rendant difficilement prévisible. Pour une description détaillée de cet exemple et de ses implications, voir (Galison, 2003).

<sup>1033</sup> L'aspect le plus convaincant de la théorie SOC, soulevé par Pascal Bernard, est que la loi de distribution des événements en fonction du nombre de patins impliqués dans un déplacement simultané rejoint, lorsque l'on répète de nombreuses fois l'expérience avec de nombreux patins, la loi de Gutenberg-Richter (Bernard, 2017, p. 103). Cette dernière, construite en 1954 par les deux sismologues postule la répartition des séismes en fonction de leur magnitude suit une loi de puissance de facteur 10, c'est-à-dire qu'un séisme d'une magnitude de 8 survient dix fois moins souvent qu'un séisme de magnitude 7. Cette loi de puissance semble être vérifiable partout sur terre, indépendamment de la sismicité de la zone considérée et indépendamment des degrés de magnitude considérés (Bernard, 2017, p. 91-92).

Par ailleurs, selon l'approche considérée, l'évaluation de l'aléa sismique ne se conduit pas de la même façon. En effet, pour les tenants de l'approche « cycle » sismique, appelée aussi théorie du séisme caractéristique, un siècle d'observation peut suffire, dans les zones sismiques, pour connaître le rythme sismique d'une portion de faille. Pour les tenants de l'approche SOC par contre, il est indispensable de regarder dans l'histoire, aussi loin que possible, l'occurrence des déblocages d'aspérités en cascade, qui a généré des mégaséismes et qui ont, elles aussi, un rythme d'occurrence.

L'opposition entre ces deux théories, et l'utilisation de la première aux dépens de la deuxième dans la régulation du risque nucléaire au Japon, est une des explications avancées pour expliquer les raisons de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi. Que l'on considère la première ou la seconde théorie, il est à chaque fois nécessaire, pour mener une évaluation de l'aléa sismique d'une faille en particulier, de pouvoir accéder un certain nombre d'informations :

- De connaître avec précision les différentes portions de la faille considérée. Il s'agit à la fois de connaître leur dimension et leur module de cisaillement (la rigidité de la roche)
- De connaître avec précision le déplacement des plaques tectoniques autour de la faille
- D'avoir un réseau performant et dense d'instruments pour pouvoir suivre l'activité de chaque portion de faille et calculer l'ensemble de l'énergie libérée par les séismes et microséismes
- Pour la théorie SOC, d'avoir une histoire aussi exhaustive que possible des grands séismes qui ont pu se produire dans les derniers millénaires.

Au Japon, c'est la théorie des séismes caractéristiques qui était dominante dans la communauté scientifique et celle utilisée dans l'évaluation de l'aléa sismique pour la sûreté des centrales nucléaires<sup>1034</sup>. La domination de ce postulat scientifique dans l'évaluation de l'aléa sismique au Japon a conduit à un découpage relativement fin de la faille de subduction en portions de faille, de taille relativement réduites. Ce découpage a entraîné conséquemment la définition de multiples sources de séismes de magnitudes relativement limitées<sup>1035</sup> masquant la possibilité de survenue d'un mégaséisme de dimension beaucoup plus étendue. Ainsi, la carte suivante représente le découpage de la faille sismique qui se trouve le long de la fosse océanique japonaise en plusieurs séismes caractéristiques et le compare à la dimension du séisme de Tōhoku du 11 mars 2011.

---

<sup>1034</sup> Voir notamment les articles du sismologue Robert Geller : (Geller, 2011, 2017 ; Nöggerath *et al.*, 2011)

<sup>1035</sup> Cela est très relatif. On parle ici de séisme de magnitude 7,4 à 8,2 Mw, ce qui reste des magnitudes importantes à l'échelle du globe, mais en deçà des valeurs relatives aux mégaséismes.

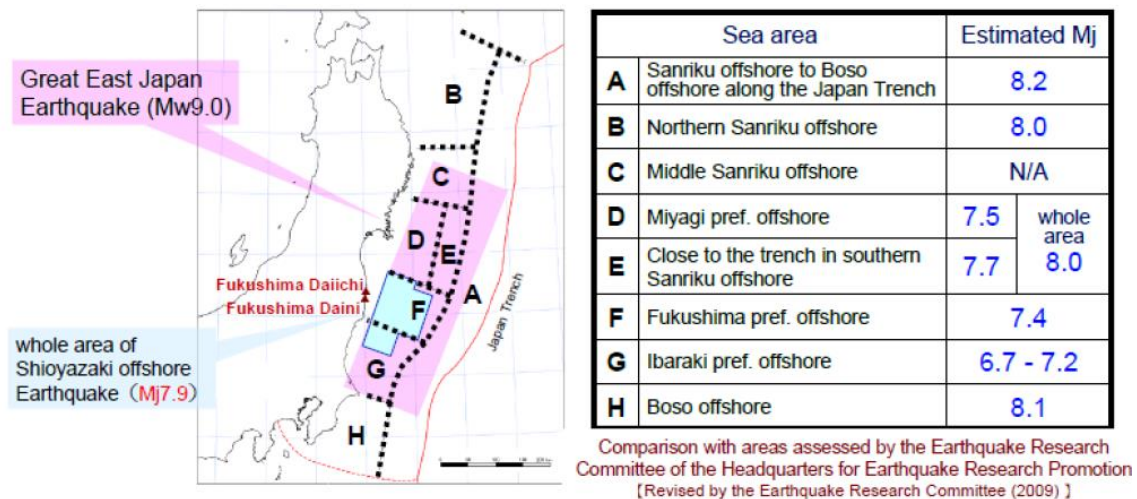


Figure 50 : Carte des séismes caractéristiques de la fosse océanique japonaise comparée au séisme retenu dans le dimensionnement des centrales de Fukushima Daiichi et Fukushima Daiini ainsi qu'au séisme Tōhoku du 11 mars 2011 (Source : AIEA, « The Fukushima Daiichi accident : Technical Volume 2/5 : Safety Assessment », Vienna, 2015)

La figure ci-dessus présente le découpage de la zone de subduction au large de la côte est de l'île d'Honshu de l'archipel japonais en une série de séismes caractéristiques représentés par les lettres A à H. Pour chaque séisme caractéristique, la magnitude estimée correspondante est donnée dans le tableau et donne des valeurs qui vont de 6,7 à 8,2 Mw<sup>1036</sup>. Ce découpage est celui proposé par le *Headquarters for Earthquake Research Promotion* (HERP), un organisme créé après le séisme de Kobe de 1995 dans le cadre de la *Special Measure Law on Earthquake Disaster Prevention* promulgué en juillet 1995 pour promouvoir une politique nationale globale de prévention des catastrophes sismiques. La zone en bleu clair représente l'aléa retenu par TEPCO lors de la réévaluation de l'aléa sismique de ces centrales de Fukushima Daiichi et Daiini en 2006. Cette zone est légèrement différente de celle retenue par l'HERP et conduit à un séisme notablement plus important (magnitude 7,9 contre 7,4). La zone en rose représente la zone de rupture à l'origine du séisme du 11 mars 2011. Cette zone regroupe pratiquement 6 séismes caractéristiques, jugés auparavant indépendants, mais qui ont pourtant rompu simultanément. Le découpage de la zone en différents scénarii sismiques indépendants est la cause première de la non-prise en compte d'un possible mégaséisme sur cette portion de faille.

<sup>1036</sup> Dans le tableau la magnitude utilisée est la magnitude de la *Japan Meteorological Agency* notée M<sub>JMA</sub> ou Mj. Elle est considérée comme globalement équivalente à la magnitude de moment pour les valeurs supérieures à 5,5 Mw (voir : Scordilis, A., « Globally valid relations converting Ms, mb and MJMA to Mw », Nato Advanced Research Workshop on "Earthquake Monitoring and Seismic Hazard Mitigation in Balkan Countries", Bulgaria, September 2005).