



HAL
open science

Le cycle Thorium en réacteurs à sels fondus peut-il être une solution au problème énergétique du XXIème siècle ? Le concept de TMSR-NM

Elsa Merle-Lucotte

► To cite this version:

Elsa Merle-Lucotte. Le cycle Thorium en réacteurs à sels fondus peut-il être une solution au problème énergétique du XXIème siècle ? Le concept de TMSR-NM. Physique Nucléaire Théorique [nucl-th]. Institut National Polytechnique de Grenoble - INPG, 2008. <tel-00354937>

HAL Id: tel-00354937

<https://theses.hal.science/tel-00354937v1>

Submitted on 21 Jan 2009

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.



HAL Authorization

Mémoire

présenté par

Elsa MERLE-LUCOTTE

Maître de Conférences

à Grenoble INP / Ecole Nationale Supérieure de Physique de Grenoble

pour obtenir le diplôme

**d'Habilitation à Diriger les Recherches
de l'Institut Polytechnique de Grenoble**

**LE CYCLE THORIUM EN RÉACTEURS À SELS FONDUS PEUT-IL ÊTRE UNE
SOLUTION AU PROBLÈME ÉNERGÉTIQUE DU XXI^{ème} SIÈCLE ?**

Le concept de TMSR-NM

soutenue publiquement le 27 juin 2008 devant le jury composé de

| | | |
|----------------|--|--------------|
| Bertrand BARRE | Conseiller scientifique AREVA | Examineur |
| Sylvie DELPECH | Chargée de Recherche CNRS (ENSCP) | Examinatrice |
| Bernard HAAS | Directeur de Recherche CNRS (Bordeaux) | Rapporteur |
| Serge KOX | Directeur de Recherche CNRS (Grenoble) | Examineur |
| Roland MADAR | Directeur de Recherche CNRS (Grenoble) | Rapporteur |
| Claude RENAULT | Ingénieur de Recherche CEA (Saclay) | Rapporteur |

Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie

UMR 5821 - CNRS-IN2P3 / UJF / Grenoble INP

53 avenue des Martyrs

38026 Grenoble Cedex

Remerciements

Ce mémoire d’habilitation marque pour moi une étape et me permet de mesurer le chemin parcouru depuis Marie-Noëlle et l’obtention de mon doctorat. Au long de ce chemin, j’ai eu la chance d’être accompagnée de nombreuses personnes qui m’ont offert leur temps, leur aide et parfois même leur amitié.

Je remercie respectivement Joël Chauvin, Johann Collot et Serge Kox, directeurs de l’ISN devenu LPSC et au sein duquel j’ai effectué mes recherches ces neuf dernières années.

Je voudrais remercier spécialement Daniel Heuer, qui m’a initiée aux réacteurs nucléaires, monde entièrement nouveau et exotique pour moi après ma thèse en physique des particules, qui m’a aidée à trouver ma voie dans ce domaine et grâce à qui mon travail de recherche et d’encadrement est à la fois passionnant, agréable, enrichissant et fécond ! Merci Daniel pour ton aide inconditionnelle toutes ces années, pour tes conseils amicaux, pour nos discussions passionnantes sur un nombre incroyable de sujets, et pour les dizaines d’idées nouvelles que tu as en moyenne par jour et que nous creusons ensuite ensemble avant de les appliquer puis de les expliquer ! Enfin merci de m’avoir poussée sans relâche jusqu’à ce que j’écrive et soutienne cette habilitation ! Je n’oublie pas bien sûr Ludovic Mathieu qui, avec Daniel Heuer, a donné son nom et ses premiers titres de noblesse au TMSR. Le concept pousse bien, toujours plus intéressant et prometteur !

Je tiens à remercier Roger Brissot, grand chef de la filière Génie Energétique et Nucléaire, dont les qualités pédagogiques et les connaissances impressionnent les étudiants et font rêver les jeunes enseignants-chercheurs, et qui me supporte stoïquement et avec humour depuis 8 ans ! Merci enfin aux autres membres du groupe Physique des Réacteurs de Grenoble, cadre de ma vie de chercheur depuis 2000, le “café du groupe” étant toujours un moment fort vivifiant, varié et indispensable de la journée. Et pas seulement grâce au café ! Avec un merci particulier à Véronique pour nos discussions informelles et sa manière de voir les choses. Merci aussi à nos conseillers scientifiques préférés, Michel toujours disponible et efficace, Christian, Jean-Marie et Hervé, enfin Elisabeth Huffer grâce à qui tout le monde pense que j’écris parfaitement l’anglais. Mais ça vient, merci Elisabeth ! Enfin je remercie Marie-Anne sur qui j’ai appris à encadrer une thèse, merci pour ta confiance et ton amitié ; et Xavier qui me permet de peaufiner ma technique d’encadrement.

Je remercie tous les membres de mon jury pour leurs conseils avisés et leur support. Je remercie Roland Madar qui nous a toujours soutenu et aidé en filière GEN et qui de plus a accepté d'être rapporteur de mon travail. Mes rencontres avec Bernard Haas, au gré des manips à Bordeaux tout d'abord puis des réunions GEDEPEON et PCR-RSF, ont toujours été enrichissantes. Je le remercie pour l'intérêt qu'il porte à nos recherches et pour sa lecture très attentive et utile de mon manuscrit. Je connais Claude Renault depuis déjà quelques années via l'action européenne Alisia qu'il pilotait puis le forum international Génération 4 où il dirige le comité de pilotage RSF et où il fait bien ressortir les dernières évolutions capitales de nos travaux et leurs impacts sur le concept RSF. Merci d'avoir accepté de rapporter sur mes travaux. Je remercie encore les trois rapporteurs pour le temps qu'ils m'ont accordé.

Merci à Serge Kox d'avoir présidé mon jury, de m'avoir fait de nombreux commentaires utiles sur mon document, et d'être toujours à l'écoute, en tant que directeur du LPSC, de nos avancées et de nos besoins au niveau recherche comme enseignement. Je remercie enfin les examinateurs de mon jury qui ont apporté chacun un point de vue différent sur mon travail :

- Bertrand Barré, qui a exprimé un grand intérêt pour nos travaux, bien que ceux-ci soient très en amont de la R&D traditionnelle d'AREVA, que je remercie ici d'avoir apporté un éclairage industriel à ce jury.
- Sylvie Delpech, que j'ai découvert via le PCR-RSF qu'elle co-dirige avec Daniel Heuer, avec qui j'apprécie de travailler au sein d'actions européenne et internationale et que je remercie pour son suivi attentif et sa participation importante aux travaux RSF.

Enfin merci à tous les supporters de nos travaux plus largement en France, notamment le Programme sur l'Aval du Cycle et l'Energie Nucléaire du CNRS et son directeur Hubert Flocard pour ses conseils toujours avisés, l'IN2P3, EdF qui suit et encourage nos travaux et nos thèses depuis longtemps, avec un hello spécial pour David Lecarpentier, et les collègues du CEA dont nous apprécions le soutien et la coopération, avec un remerciement amical à un ancien voisin de bureau, Fabien Perdu !

Bien que ce mémoire soit dédié à la recherche, mon métier consiste pour au moins la moitié du temps à enseigner, aussi je tiens à citer mes collègues en enseignement également. Je remercie donc Claire Schlenker, Roland Madar et Pierre Benech, directeurs successifs de l'ENSPG puis de PHELMA, établissement au sein duquel j'effectue mon enseignement depuis que je suis maître de conférences. Je tiens aussi à exprimer ma gratitude à Jean-Pierre Longequeue qui m'a fait confiance dès mon arrivée à l'ENSPG en me proposant la co-gestion du module sûreté. Merci également à Isabelle Schanen pour sa disponibilité, son efficacité et son écoute. Enfin je remercie chaleureusement Josette Mabed et Alain Nicollet pour leur présence amicale, et pour leur aide toujours disponible, compétente et indispensable !

Merci aussi à tous ceux qui ne sont pas nommément cités mais qui ont participé, de près ou de loin, à mon travail :

- les collègues du LPSC, chercheurs, doctorants et stagiaires, ainsi que les membres de tous les services techniques et administratifs, avec un merci amical pour Corinne avec qui j'ai travaillé un an sur la supersymétrie lors de mon arrivée à l'ISN et avec qui je refais équipe de temps en temps en enseignement de TP. Plus un petit coucou à Maryse et Virginie !
- les collègues de l'ENSPG maintenant PHELMA, et ceux de l'UJF, tant enseignants que personnes administratifs sans qui la vie d'enseignant(e) ne serait pas vivable. Avec un merci spécial aux intervenants du master Energétique Physique et aussi... aux élèves sans qui la vie d'enseignante serait beaucoup moins trépidante et justifiée !
- tous les chercheurs et personnes intéressées par la thématique sels fondus au CNRS, au CEA, chez EDF et AREVA, enfin de par le monde. Les discussions, directes ou par email, que nous avons pu avoir permettent de faire avancer nos recherches d'une manière toujours motivante, un grand merci !

At last but not at least... Je tiens à remercier de tout coeur ma famille. Merci Maman et Papa de m'avoir toujours soutenue et aidée dans les voies que j'avais choisies, en me faisant confiance et en aplanissant ma route avec compréhension et amour. Sans vous je n'aurais jamais pu accéder à ce métier et à ma vie présente formidables. Merci à ma soeurette Géraldine, complice indispensable et toujours dispo ! Enfin j'adresse mes remerciements les plus tendres à mon homme. Merci Arnaud pour ta présence, ta patience (et pas seulement pendant la rédaction de mon manuscrit mais c'est fou ce que c'est prenant les RSF !), ton soutien confiant et de tous les instants, toutes tes attentions, tout ce qui fait que ma vie est... ma vie ! Je t'aime.

Table des matières

| | | |
|----------|--|-----------|
| 1 | Futur énergétique mondial et futur du nucléaire | 15 |
| 1.1 | Le contexte énergétique mondial et son avenir | 15 |
| 1.1.1 | L'énergie dans le monde | 15 |
| 1.1.2 | Evolution de la consommation énergétique | 15 |
| 1.2 | Etat actuel de l'électro-nucléaire dans le monde | 16 |
| 1.2.1 | Atouts du nucléaire | 16 |
| 1.2.2 | Production future d'énergie nucléaire | 17 |
| 1.2.3 | Les différentes générations de réacteurs | 18 |
| 1.2.4 | Les ressources naturelles en uranium | 19 |
| 1.3 | Le nucléaire du futur : les réacteurs de 4 ^{ème} génération | 20 |
| 1.3.1 | Le Forum International Génération 4 et les enjeux des réacteurs du futur | 20 |
| 1.3.2 | Régénération et cycles du combustible | 21 |
| 1.3.3 | Réacteurs candidats pour le nucléaire du futur | 22 |
| 1.4 | Les réacteurs à sels fondus : contexte international, européen et français de recherche | 24 |
| 1.4.1 | Contexte français | 24 |
| 1.4.2 | Les réacteurs à sels fondus dans le Forum International Generation 4 | 25 |
| 1.4.3 | Les réacteurs à sels fondus au sein de l'ISTC | 26 |
| 1.4.4 | Contexte européen : Euratom | 27 |
| 1.4.4.1 | Historique : les projets MOST, Licorn et Alisia | 27 |
| 1.4.4.2 | Le projet SUMO et le 7 ^{ème} PCRD | 28 |
| 2 | Le Thorium Molten Salt Reactor non modéré | 29 |
| 2.1 | Historique | 29 |
| 2.2 | Outils de simulation et bases de données nucléaires | 30 |
| 2.2.1 | Outils de simulation | 30 |
| 2.2.2 | Bases de données nucléaires et mesure du rapport α de l' ²³³ U | 32 |
| 2.3 | Description générale du TMSR sans modérateur en coeur | 34 |
| 2.3.1 | Configuration du réacteur | 34 |
| 2.3.2 | Choix du sel combustible | 35 |
| 2.3.2.1 | Pouvoir de régénération | 36 |

| | | |
|----------|---|-----------|
| 2.3.2.2 | Production d'éléments indésirables | 38 |
| 2.3.2.3 | Conclusions et caractéristiques du sel retenu | 39 |
| 2.3.3 | Configuration de l'unité de retraitement | 40 |
| 2.3.4 | Optimisation de l'inventaire fissile initial - Etude de différents spectres neutroniques | 44 |
| 2.3.5 | Caractéristiques d'une configuration typique de TMSR-NM | 45 |
| 2.3.5.1 | Evolution du réacteur | 46 |
| 2.3.5.2 | Domage aux matériaux | 50 |
| 2.3.6 | Variante de configuration : suppression de la couverture fertile | 53 |
| 2.4 | Evaluation du niveau de sûreté déterministe du TMSR | 56 |
| 2.4.1 | Paramètres de sûreté et réserves de réactivité | 56 |
| 2.4.1.1 | Fraction de neutrons retardés | 56 |
| 2.4.1.2 | Coefficients de contre réaction | 58 |
| 2.4.1.3 | Réserves de réactivité du réacteur | 59 |
| 2.4.2 | Evaluation du niveau de sûreté du TMSR avec le modèle cinétique-point | 62 |
| 2.4.2.1 | Le modèle cinétique-point | 63 |
| 2.4.2.2 | Transitoire d'insertion de réactivité | 65 |
| 2.4.2.3 | Etudes de sensibilité | 66 |
| 2.4.2.4 | Transitoire d'insertion de réactivité avec perte d'échangeurs | 68 |
| 2.4.2.5 | Conclusions | 69 |
| 2.4.3 | Utilisation de la stabilité du TMSR pour son pilotage et son contrôle | 69 |
| 2.4.3.1 | Pilotage du réacteur par la puissance extraite | 69 |
| 2.4.3.2 | Contrôle du réacteur par la température | 71 |
| 3 | Déploiement d'un parc de TMSR-NM - Transition vers le cycle thorium | 73 |
| 3.1 | Scénario de déploiement mondial d'un parc électro-nucléaire de troisième génération | 74 |
| 3.1.1 | Outil de simulation | 74 |
| 3.1.1.1 | Mise en place des objectifs | 75 |
| 3.1.1.2 | Suivi de l'évolution des ressources et des stocks de matériaux | 75 |
| 3.1.1.3 | Définition d'un réacteur et d'une unité de retraitement | 76 |
| 3.1.1.4 | Définition d'un parc de réacteurs | 76 |
| 3.1.1.5 | Fonctionnement de l'algorithme de déploiement du parc | 77 |
| 3.1.2 | Scénario de déploiement mondial de réacteurs de troisième génération type EPR | 77 |
| 3.1.2.1 | Caractéristiques des réacteurs | 79 |
| 3.1.2.2 | Résultat du déploiement mondial d'un parc de réacteurs à eau légère | 80 |

| | | |
|----------|---|------------|
| 3.2 | Scénario européen : Démarrage d'un TMSR avec les éléments transuraniens produits dans les réacteurs actuels | 82 |
| 3.2.1 | Caractéristiques des TMSR-NM démarrés aux transuraniens | 82 |
| 3.2.1.1 | Inventaire fissile | 82 |
| 3.2.1.2 | Evolution d'un TMSR-NM démarré aux transuraniens | 84 |
| 3.2.1.3 | Niveau de sûreté d'un TMSR-NM démarrés aux transuraniens | 84 |
| 3.2.1.4 | Capacités d'incinération | 86 |
| 3.2.1.5 | Production d' ²³³ U | 87 |
| 3.2.1.6 | Etude de sensibilité en fonction de la qualité du plutonium initial | 89 |
| 3.2.1.7 | Solubilité du plutonium | 90 |
| 3.2.2 | Scénarios de déploiement européens | 92 |
| 3.2.2.1 | Initialisation des scénarios : objectifs énergétiques et caractéristiques des réacteurs | 92 |
| 3.2.2.2 | Déploiement combiné de réacteurs de 2 ^{ème} , 3 ^{ème} et 4 ^{ème} générations | 93 |
| 3.2.2.3 | Fin de cycle des TMSR-NM | 96 |
| 4 | CONCLUSIONS ET PERSPECTIVES | 101 |
| 4.1 | Conclusions | 101 |
| 4.2 | Développements futurs du concept - Perspectives | 103 |
| 4.2.1 | Projet européen SUMO - Points-clés du concept TMSR-NM | 103 |
| 4.2.2 | Perspectives de recherche française sur les réacteurs à sels fondus | 106 |
| 4.2.2.1 | Cadre général des recherches nationales sur les réacteurs à sels fondus | 106 |
| 4.2.2.2 | Perspectives de recherche au sein du CNRS | 107 |
| A | Curriculum Vitae | 111 |
| B | Production scientifique | 114 |
| B.1 | Publications | 114 |
| B.1.1 | Publications dans des revues avec comité de lecture | 114 |
| B.1.2 | Autres publications dans des revues avec comité de lecture | 115 |
| B.1.3 | Actes de conférence | 116 |
| B.2 | Communications | 117 |
| B.2.1 | Conférences internationales | 117 |
| B.2.2 | Conférences nationales et ateliers de travail | 118 |
| C | Animation et administration de la recherche | 120 |
| C.1 | Activités d'encadrement | 120 |

| | | |
|----------|---|------------|
| C.2 | Participation à des contrats de recherche et collaborations | 121 |
| C.3 | Animation scientifique | 121 |
| C.3.1 | Participation à la vie du LPSC | 121 |
| C.3.2 | Animation et diffusion de la recherche | 122 |
| D | Activités d’enseignement et responsabilités à l’ENSPG - PHELMA | 123 |
| D.1 | Activités d’enseignement | 123 |
| D.2 | Responsabilités pédagogiques | 124 |
| D.2.1 | Master 2 recherche Energétique Physique | 124 |
| D.2.2 | Module Sûreté et Gestion des Risques Industriels | 125 |
| D.2.3 | Plate-forme d’instrumentation nucléaire | 128 |
| D.3 | Autres implications | 129 |

Introduction

L'intérêt pour l'énergie nucléaire civile connaît actuellement au niveau mondial un essor majeur, qui se rapproche de celui de ses débuts après la seconde guerre mondiale et surtout au moment des chocs pétroliers des années 70. Après avoir été longuement et majoritairement décrié, du fait des risques liés à son exploitation et donc de la difficulté pour les opinions publiques d'accepter cette industrie, le nucléaire de fission apparaît à présent comme une solution de production massive et propre d'énergie, et ce à un prix très compétitif et stable. Aujourd'hui, presque chaque mois, un nouvel état annonce sa volonté de lancer un projet d'envergure dans l'atome civil. Je constate cet immense et rapide regain d'intérêt, de manière accélérée ces derniers mois, en tant qu'enseignante et en tant que chercheur.

Le développement de projets nucléaires nécessite en effet des personnels particulièrement qualifiés, tant au niveau de la conception, construction et exploitation des réacteurs, que dans les structures nationales à mettre en place dans des pays ne maîtrisant pas cette industrie, par exemple des instances de régulation telle une autorité de sûreté et des experts institutionnels qualifiés. Ceci représente une problématique de taille alors que, pendant de nombreuses années, le manque de perspectives dans cette industrie a ralenti le rythme des recrutements, menant à la disparition progressive des formations adaptées et, plus grave encore, à une diminution drastique du nombre de formateurs. Certains pays comme l'Allemagne ont enclenché un processus de désengagement du nucléaire, tant au niveau industriel qu'universitaire. En France, pays pourtant caractérisé par une forte production d'énergie nucléaire depuis près d'un demi siècle, les formations nucléaires tant ingénieurs qu'universitaires ont fermé les unes après les autres jusqu'à ces dernières années. L'ENSPG est ainsi devenue la seule école d'ingénieurs française à conserver une filière de formation initiale complète dédiée à l'électro-nucléaire, la filière "Génie Energétique et Nucléaire" (GEN).

Aujourd'hui, les industriels cherchent à rattraper leur retard de recrutement. Electricité de France par exemple estime que, à l'horizon 2015, 35% des effectifs de sa division ingénierie nucléaire (environ 4000 personnes actuellement) partiront en retraite. Ce groupe prévoit de recruter près de 10000 collaborateurs au cours des cinq prochaines années, essentiellement dans la production d'énergie. De son côté, pour la seule année 2008, l'autre grand groupe industriel français du

secteur, Areva, prévoit d'embaucher 12000 nouveaux collaborateurs, dont plus de 4000 en France, principalement des jeunes diplômés, des ingénieurs expérimentés et des techniciens.

Depuis le début de la relance du secteur nucléaire notamment avec le projet de réacteur européen EPR, soit depuis quatre à cinq années, certaines grandes écoles et universités ont commencé à rouvrir des modules de formation ciblés dans ce domaine, cherchant des formateurs qualifiés là où il en reste, dans le monde industriel et au commissariat à l'énergie atomique principalement. Face aux demandes pressantes des industriels et aux perspectives d'embauche croissantes, de plus en plus d'écoles d'ingénieurs et d'universités en France réfléchissent à la mise en place de nouvelles formations complètes en électro-nucléaire. Le haut commissaire à l'énergie atomique a ainsi été chargé de recenser les potentiels d'enseignement spécialisé français en nucléaire de fission, avec comme objectif la formation d'un millier de jeunes diplômés par an le plus rapidement possible. Actuellement, en cumulant les formations complètes comme la filière GEN de l'ENSPG ou le Génie Atomique du CEA avec des formations plus ponctuelles via des masters ou des modules plus courts, un maximum de deux cents personnes seulement sont diplômés chaque année. Un problème majeur se pose pour monter de nouvelles formations, la quasi-absence d'un vivier de formateurs professionnels à recruter. En se plaçant dans le contexte européen voire mondial, le déficit tant en nombre de diplômés qu'en nombre de formateurs est encore plus critique alors que la relance du nucléaire est internationale. La France étant encore considérée comme leader mondial dans le domaine nucléaire, ses jeunes diplômés et ses professionnels risquent d'intéresser de nombreux pays, autant que ses réacteurs et ses technologies en cycle du combustible.

Du point de vue de la recherche en électronucléaire, l'internationalisation et le partage des savoirs se sont développés de manière constante depuis la fin de la seconde guerre mondiale avec le début des utilisations civiles de la fission nucléaire, et la création de l'agence internationale de l'énergie atomique (IAEA) et d'Euratom en 1957. Cette communauté nucléaire a certes toujours perduré au niveau mondial, cependant un changement de mentalité se fait ressentir depuis quelques années, par exemple dans ces lieux d'échanges privilégiés que sont les conférences internationales. D'un soutien à l'énergie nucléaire, la priorité de cette communauté est passée à des aspects plus concrets de développement de programmes en vue de définir un nucléaire durable, l'intérêt pour l'électronucléaire étant à présent général.

C'est sur ce nucléaire durable que porte le présent mémoire. Le premier chapitre s'intéresse non seulement au développement de systèmes nucléaires mais aussi au contexte général dans lequel ce développement se fera. En effet les problèmes d'énergie sont des problèmes globaux, les ressources et les risques énergétiques sont partagés à l'échelle mondiale. Toute recherche sur la production d'énergie, notamment nucléaire, doit être pensée sur la base de prévisions au niveau mondial, non seulement en terme de consommation énergétique mais aussi de répartition de production entre les différentes sources d'énergie ou "mix" énergétique. Du fait de mon implication dans ces problématiques énergétiques, ainsi que dans des projets de recherche nucléaire internationaux, ce premier

chapitre mène du futur énergétique mondial au futur de l'électronucléaire, avec ses atouts, ses challenges et la description du cadre international au sein duquel se déroulent les développements de nouveaux systèmes nucléaires, pour finir par se focaliser sur les structures et le contexte dans lesquels s'effectuent nos recherches d'un des possibles concepts nucléaires du futur, les réacteurs à sels fondus, noyau de ce mémoire.

Après une thèse de doctorat effectuée au laboratoire d'Annecy-le-Vieux en physique des particules sur l'étude des processus du modèle standard, puis une année en tant qu'attachée temporaire d'enseignement et de recherche à Grenoble durant laquelle j'ai travaillé sur la recherche de supersymétrie avec violation de la R-parité, j'ai rejoint en 2000 le groupe Réacteurs Hybrides de l'Institut des Sciences Nucléaires (devenu depuis le Laboratoire de Physique Subatomique de Cosmologie ou LPSC), avec un regard de débutante et donc neuf sur les thématiques et les moyens de recherche en nucléaire de fission. Ceci a constitué une nette difficulté dans mes premiers temps de chercheur nucléaire mais m'a cependant permis de pouvoir prendre du recul vis-à-vis de ces recherches. Je suis passée du cadre des grandes collaborations internationales telles ALEPH et DELPHI, particulier à la physique des particules, à des recherches sur l'électronucléaire qui avaient débuté au milieu des années 1990 au CNRS.

Les travaux des membres du groupe, alors nommé groupe réacteurs hybrides, ont eu pour cadre la loi sur la gestion des déchets nucléaires de 1991, dite "loi Bataille", plus précisément le premier axe de cette loi sur le concept de réacteurs pilotés par accélérateur envisagé pour incinérer les déchets nucléaires. L'idée de s'intéresser à la minimisation de la production de déchets en plus de leur réduction a mené les chercheurs du groupe à étudier les potentialités d'un cycle du combustible alternatif, celui du Thorium, ceci se concrétisant dans une thèse soutenue en 1999 par Sylvain David sur la capacité des réacteurs hybrides au plomb pour l'incinération de déchets et la production d'énergie [1]. Sous la direction de Daniel Heuer, deux thèses soutenues respectivement en 2002 et 2005 par Alexis Nuttin [2] et Ludovic Mathieu [3] ont ensuite porté sur le concept d'un réacteur nucléaire particulièrement adapté au cycle Thorium, le réacteur à sels fondus. Ces thèses ont mené à la définition d'un réacteur à sels fondus novateur, baptisé Thorium Molten Salt Reactor ou TMSR. Ces études ayant étendu le champ de recherche du groupe, celui-ci est devenu plus largement le groupe Physique des Réacteurs du LPSC.

Après avoir participé aux prises de données sur le réacteur Masurca de Cadarache au sein du programme Muse4 portant sur les réacteurs sous-critiques, j'ai commencé d'une part à travailler sur le concept de TMSR ; d'autre part j'ai contribué au développement de la plate-forme d'études et de recherche sur l'électronucléaire "PEREN" du LPSC conçue pour des validations expérimentales du cycle Thorium et des réacteurs à sels fondus, plate-forme sur laquelle j'ai co-encadré la thèse de Marie-Anne Cognet soutenue en 2007 sur la mesure du rapport alpha de la section efficace moyenne de capture sur celle de fission de l' ^{233}U [4].

Après le premier chapitre dédié au contexte énergétique et nucléaire mondial, les deuxième et troisième chapitre de ce document portent sur les études auxquelles je contribue en vue du développement d'une version non-moderée du TMSR, plus simple et particulièrement prometteuse. Après un bref historique et une présentation des outils de simulation spécifiques développés pour ce type de réacteur, le second chapitre présente les études réalisées ces dernières années pour optimiser ce concept dans le cycle Th/²³³U, en détaillant les résultats expérimentaux obtenus sur la plateforme PEREN, ainsi que les analyses de sûreté réalisées et les résultats intéressants obtenus. Ceux-ci motivent l'approfondissement dans les années à venir de nos recherches en collaboration avec d'autres disciplines telles la chimie, les sciences des matériaux et de l'ingénieur, en vue de prouver la faisabilité d'un tel réacteur. Ensuite le troisième chapitre replace ce TMSR dans un contexte énergétique mondial, développant les options possibles de démarrage d'une filière de tels réacteurs pour contribuer à une production massive d'énergie, tout en illustrant les caractéristiques en terme de développement durable du concept, via par exemple ses capacités de minimisation des déchets nucléaires.

Les perspectives de recherche à entreprendre en vue de mener à la démonstration de faisabilité du concept de TMSR sont enfin développées dans un dernier chapitre, soulevant les difficultés tant scientifiques que techniques à résoudre. Les projets devant débiter d'ici 2009 aux niveaux français, européen et mondial y sont également détaillés, de même que les objectifs de la thèse de X. Doligez que je co-encadre depuis 2007 avec Daniel Heuer. Finalement je décris en annexe de ce mémoire certaines de mes activités d'enseignement et responsabilités en lien direct avec ces thématiques de production d'énergie et d'électronucléaire, afin de compléter la description de mes implications scientifiques.

Chapitre 1

Futur énergétique mondial et futur du nucléaire

1.1 Le contexte énergétique mondial et son avenir

Actuellement, la consommation énergétique moyenne mondiale est de 2.3 tonnes équivalentes pétrole (tep)¹ par an et par personne. Ce chiffre cache une grande diversité régionale, avec par exemple une moyenne de 8 tep par an par américain du nord et de 0.4 tep par an par indien. Quels que soient les scénarios considérés à l'horizon 2050, les besoins en énergie vont croître compte tenu de la croissance démographique et des besoins de développement des pays émergents. Une part importante de cette augmentation va se faire en Asie, principalement en Chine et en Inde mais, même si les pays développés déploient des efforts d'efficacité énergétique et de maîtrise de l'énergie, ces pays devront modifier leur type de production, basée à l'heure actuelle essentiellement sur les énergies fossiles.

1.1.1 L'énergie dans le monde

1.1.2 Evolution de la consommation énergétique

Les projections de consommation énergétique primaire au niveau mondial à l'horizon 2050 peuvent être évaluées grâce au développement suivant [5] :

$$E = \frac{E}{\text{PIB}} * \frac{\text{PIB}}{N} * N$$

avec

- N : population mondiale
- PIB/N : PIB par habitant
- E/PIB : intensité énergétique

¹La tonne équivalent pétrole est une unité d'énergie : 1 tep = 42 GJ = 11,6 MWh.

En un demi-siècle, d'après des estimations démographiques, la population mondiale devrait passer de 6 milliards en 2000 à environ 9 milliards d'habitants en 2050 (facteur 3/2). La croissance annuelle (augmentation du PIB/habitant) est estimée selon divers scénarios de 1.5 % pour un scénario pessimiste à 3 % pour un scénario plus optimiste. Le terme PIB/N est donc multiplié par un facteur 2.1 à 4.4. L'intensité énergétique, qui prend en compte en particulier les économies d'énergie, pourrait induire un facteur 0.5 dans la formule précédente. Au total, on voit alors la demande énergétique mondiale augmenter d'un facteur 1.6 à 3.3. Pour la suite, nous prendrons une valeur intermédiaire basse : une augmentation d'un facteur 2.

Cette croissance devra de plus s'accompagner d'un transfert entre modes de production d'énergie, des énergies fossiles (charbon, pétrole, gaz, qui satisfont actuellement plus de 80 % de la demande en énergie primaire) vers les énergies non émettrices de gaz à effet de serre. S'il est manifeste que toutes les sources d'énergie devront être mises à contribution, un enjeu essentiel est de développer le "bouquet énergétique" optimal en termes de disponibilité et de préservation des ressources, de coût, d'accès de tous à l'énergie et de maîtrise des impacts environnementaux. Nous allons nous concentrer dans la section suivante sur le fonctionnement et le rôle présents et futurs de la production d'énergie par le nucléaire de fission.

1.2 Etat actuel de l'électro-nucléaire dans le monde

Actuellement 438 réacteurs nucléaires de fission sont exploités de par le monde, produisant 16% de l'électricité mondiale, soit la source d'énergie la plus importante non-émettrice de gaz à effet de serre à égalité avec l'hydraulique.

1.2.1 Atouts du nucléaire

Dans le contexte énergétique actuel combinant la nécessité de contenter la demande énergétique croissante tout en gérant les problèmes de pollution, notamment l'émission de gaz à effet de serre, le nucléaire connaît partout dans le monde un regain d'intérêt, qui a été bien illustré entre autres par la conférence ministérielle internationale de l'AIEA qui s'est tenue à Paris en mars 2005. Il semble évident à présent que l'énergie nucléaire peut apporter une contribution majeure à la satisfaction énergétique d'un grand nombre de pays du fait de nombreux atouts :

- La quasi-absence d'émissions de gaz à effet de serre (voir le tableau 1.1) et de pollution atmosphérique.
- La concentration d'énergie : une fission libère environ 200 MeV ($3.2 \cdot 10^{-11}$ J), tandis que la combustion d'un atome de CH_4 via la réaction $\text{CH}_4 + 2\text{O}_2 \rightarrow \text{CO}_2 + 2\text{H}_2\text{O}$ libère 9.2 eV ($1.48 \cdot 10^{-18}$ J) seulement. En considérant un rendement de 33% pour le nucléaire et de 50%

pour le gaz, la production d'1 kWe pendant un an nécessite 1.2 grammes d'uranium fissile contre 1150 kg de gaz².

- La compétitivité et la stabilité des coûts de production électrique, dans lesquels le combustible compte pour moins de 10 % (gestion des déchets intégrée notamment).
- Le potentiel d'utilisations non électrogènes de la production nucléaire, comme de toute production énergétique, telle la production de chaleur pour l'industrie, d'eau potable ou d'hydrogène.

| Source d'énergie (électricité) | Emission de CO ₂ (g/kWh) |
|--------------------------------|---|
| Charbon | 800 à 1050 selon la technologie |
| Cycle combiné à gaz | 400 à 500 selon la technologie |
| Nucléaire | 6 |
| Hydraulique | 4 |
| Biomasse bois | 1500 sans replantation |
| Photovoltaïque | 60 à 150 (fabrication des cellules, et de la batterie pour le stockage) |
| Eolien | 3 à 22 |

TAB. 1.1 – Emission de CO₂ par kWh produit, pour les principales sources d'énergie électrique, provenant d'une analyse du cycle de vie [6]

1.2.2 Production future d'énergie nucléaire

A partir de la projection de la consommation énergétique mondiale de la section 1.1.2, nous pouvons estimer la part du nucléaire dans la future production énergétique mondiale grâce aux deux hypothèses suivantes :

- Une stabilisation de l'utilisation des énergies fossiles au niveau actuel en supposant la mise en place de la capture et la séquestration du CO₂.
- Une équité-répartition finale entre les nouvelles énergies renouvelables et le nucléaire.

La répartition des apports des différentes sources commerciales d'énergie ainsi obtenues est résumée dans le tableau 1.3. De ces chiffres, il est aisé de voir que le nucléaire voit sa part croître environ d'un facteur 10 d'ici à 2050, tandis que les nouvelles énergies renouvelables doivent croître elles d'un facteur 300 ! Il est à noter qu'un tel scénario, très optimiste notamment en terme d'économies d'énergie et de la part des nouvelles énergies renouvelables, ne permet pas de contenir l'augmentation de la quantité de gaz à effet de serre dans l'atmosphère, puisque l'on a simplement stabilisé l'utilisation des énergies fossiles. Une stabilisation de cette quantité nécessiterait le stockage du CO₂ émis. Il s'agit donc probablement d'un scénario minimal pour l'énergie nu-

²1 kWe pendant un an, soit 8760 kWh/an, correspond à la consommation d'électricité moyenne d'un habitant d'un pays de l'OCDE

| Energie primaire (Gtep) | Année 2000 | Année 2050 |
|--|---------------|---------------|
| Combustibles fossiles (pétrole + gaz + charbon) | 7.5 | 7.5 |
| Biomasse traditionnelle | 1.2 | 1.2 |
| Hydraulique | 0.7 | 1.0 |
| Nouveaux Renouvelables (éolien, solaire, biocarburants) | 0.02 | 5.15 |
| Nucléaire (fission) | 0.6 | 5.15 |
| Total | 10.02 | 20 |

TAB. 1.3 – Contribution des différentes sources commerciales d’énergie primaire en 2000 et en 2050

cléaire. Des études bien plus approfondies [7, 8, 9] aboutissent à des projections de consommation énergétique équivalentes.

1.2.3 Les différentes générations de réacteurs

Les réacteurs utilisés dans le monde pour produire de l’électricité ont connu des améliorations constantes et des ruptures technologiques depuis l’origine du nucléaire civil, dans les années 1950. On désigne ces ruptures en termes de “générations” de réacteurs. Une filière nucléaire est caractérisée par son combustible (matière, forme), la matière utilisée pour extraire la chaleur produite ou caloporteur, le spectre neutronique (thermique si les neutrons sont ralentis, rapide sinon), et la matière utilisée comme modérateur de neutrons en cas de spectre neutronique thermique. Les réacteurs des trois premières générations, utilisant principalement de l’uranium comme combustible (voir paragraphe suivant), sont basés sur des spectres neutroniques thermiques.

La première génération de réacteurs correspond aux premiers systèmes civils développés dans les années 1950-1960, comme la filière UNGG en France ou Magnox en Grande-Bretagne (réacteurs proches des AGR, mais ayant fonctionné avec de l’uranium naturel métallique), et les divers prototypes de réacteurs construits alors (Shippingport, Dresden...). Les installations aujourd’hui en exploitation sont des réacteurs de “deuxième génération” (voir détails dans le tableau 1.4). Ce sont principalement des réacteurs à eau légère pressurisée ou bouillante aux Etats-Unis, en Europe et au Japon, des VVER et des RBMK dans les pays de l’Est, et des Candu au Canada et en Inde. Les trois premières filières du tableau 1.4 sont souvent regroupées sous le nom de “réacteurs à eau légère” et représentent plus de 87%, soit la majeure partie, de la production d’énergie électro-nucléaire mondiale.

Une troisième génération de réacteurs est prête à prendre le relais d’ici 2015, voire avant pour certains, comme l’European Pressurized Reactor ou EPR franco-allemand et l’AP1000 américain,

| Nom de la filière | Puissance actuelle nette | Combustible / Forme | Caloporteur | Modérateur |
|---|--------------------------|-------------------------------------|-----------------------------|-----------------------------|
| Réacteur à eau pressurisée (REP ou PWR) | 204 GWe | U enrichi à 3-4 % / UO ₂ | Eau liquide | Eau liquide |
| Réacteur à eau bouillante (REB ou BWR) | 80 GWe | U enrichi à 3-4 % / UO ₂ | Eau bouillante | Eau bouillante |
| Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (VVER), analogue REP | 36 GWe | U enrichi à 3-4 % / UO ₂ | Eau liquide | Eau liquide |
| Pressurized heavy water reactor (CANDU ou PHWR) | 20 GWe | U naturel ou peu enrichi | Eau lourde D ₂ O | Eau lourde D ₂ O |
| Réacteur de grande puissance à tubes de force (RBMK) | 11 GWe | U enrichi à 1,8% / UO ₂ | Eau bouillante | Graphite |
| Advanced Gas-cooled Reactor (AGR) | 8 GWe | U enrichi à 3 % / UO ₂ | gaz CO ₂ | Graphite |

TAB. 1.4 – Filières de réacteurs de seconde génération, en cours de fonctionnement [10].

deux versions optimisées des REP de deuxième génération, tant au niveau de l'efficacité que de la sûreté. Les nouveaux réacteurs qui seront construits d'ici à 2030 environ seront choisis parmi cette génération III par les pays concernés.

Au-delà, du fait des problèmes de ressources disponibles entre autres, les systèmes à développer nécessitent la prospection de technologies innovantes, via de nouveaux projets de recherche et développement très actifs actuellement au niveau mondial. Cette quatrième génération, celle des "systèmes du futur" qui restent à concevoir, fait l'objet de la section 1.3.

1.2.4 Les ressources naturelles en uranium

L'utilisation actuelle du nucléaire de fission repose presque entièrement sur le seul noyau fissile naturel, l'²³⁵U (0.7% de l'uranium naturel). Les ressources exploitables d'uranium naturel sont classées en catégories de coût. Les ressources déjà exploitées sont estimées à 2 millions de tonnes d'uranium (MtU)[11]. Les ressources assurées sont de 1,6 MtU pour la catégorie à 40 \$/kgU et de 2,6 MtU à 80 \$/kgU, ce qui représente 40 ans de consommation au niveau actuel du parc mondial. Les estimations des ressources totales en uranium naturel sont fonction des possibilités techniques et des coûts d'extraction. Actuellement, le coût moyen d'exploitation de l'uranium est de 30 \$/kgU[11] ; en prenant un coût de 400 \$/kgU, les ressources en uranium naturel peuvent être extrapolées à plusieurs dizaines de millions de tonnes d'uranium, parmi lesquelles uniquement les 0.7% de matière fissile sont utilisables avec les technologies actuelles. Cela représente plusieurs siècles de consommation au niveau présent du parc nucléaire mondial, et un peu moins d'un siècle dans le cas d'une production égale à dix fois le niveau présent, si les ressources sont utilisées au mieux avec des réacteurs actuels optimisés (voir section 3.1.2).

La nécessité de ne pas épuiser ces réserves incite à développer de nouvelles technologies de réacteurs capables d'utiliser toutes les réserves "de fission" naturelles, soit toutes les ressources en uranium et pas seulement les 0.7% d'isotope fissile, ainsi que les ressources en thorium (voir section 1.3.2). Ceci, combiné au temps nécessaire pour développer, valider puis industrialiser de nouveaux concepts de réacteurs, rend impératives dès à présent des recherches poussées sur ces systèmes du futur.

1.3 Le nucléaire du futur : les réacteurs de 4^{ème} génération

1.3.1 Le Forum International Génération 4 et les enjeux des réacteurs du futur

Les objectifs visés pour ces systèmes de quatrième génération, de même que le choix des technologies clef pour les atteindre, font l'objet d'échanges actifs à l'international, notamment dans le cadre du Forum International Generation 4 [12]. Son principe fondateur a été la reconnaissance par dix pays³ des atouts de l'énergie nucléaire pour satisfaire les besoins croissants en énergie dans le monde, dans une perspective de développement durable et de prévention des risques de changements climatiques. Ces pays se sont mis d'accord pour mettre en place le Forum International Generation 4 ou GIF, cadre de travail de coopération internationale pour les recherches de la prochaine génération de systèmes nucléaires de fission. Un certain nombre de programmes de recherche sur l'énergie nucléaire de par le monde développent de nouveaux concepts qui peuvent former la base des systèmes de génération 4. La collaboration internationale des pays membres du GIF vise à une synergie de ces recherches, en permettant de sélectionner un certain nombre de systèmes comme candidats pour la quatrième génération, candidats sur lesquels concentrer ensuite les recherches mondiales.

Une feuille de route technologique a été initiée pour guider les efforts de recherche Génération 4 à l'échelle mondiale[13]. Cette feuille de route couvre les champs de recherche et développement de tous les systèmes de quatrième génération. Cependant chaque pays du GIF se focalise uniquement sur les systèmes et thématiques présentant un intérêt national, la feuille de route servant de fondation pour mettre au point des programmes collaboratifs nationaux et internationaux pour faire avancer les systèmes de 4^{ème} génération. Lors de la mise en place de cette feuille de route technologique, il a été nécessaire d'établir des objectifs à atteindre pour ces nouveaux réacteurs, ceci afin de répondre aux préoccupations de l'opinion publique, aux nécessités économiques, afin de garantir une orientation des recherches vers un nucléaire durable. Ces objectifs servent à la fois de critères pour évaluer et comparer les systèmes proposés, et permettent de stimuler la recherche de systèmes innovants en technologie des réacteurs comme dans le cycle du combustible. Quatre

³Argentine, Brésil, Canada, France, Japon, république de Corée, Afrique du Sud, Suisse, Royaume Uni et Etats Unis

objectifs principaux ont ainsi été définis pour caractériser les systèmes du futur, qui devront être caractérisés par :

- une aptitude à recycler tout le combustible afin de valoriser les matières fissiles (uranium, plutonium) et de minimiser la production de déchets à vie longue (actinides mineurs) ;
- un niveau de sûreté accrue ;
- une meilleure compétitivité économique ;
- une résistance à la prolifération accrue.

Le premier point est traité dans le paragraphe suivant, tandis que les trois autres seront abordés dans les deux chapitres suivants sur le cas du réacteur à sel fondu objet de ce mémoire.

1.3.2 Régénération et cycles du combustible

Dans la nature, seuls trois noyaux intéressants du point de vue de la fission existent, un noyau fissile et deux noyaux fertiles. Comme précédemment précisé, l'utilisation actuelle du nucléaire de fission repose ainsi presque entièrement sur ce seul noyau fissile existant naturellement sur terre, l' ^{235}U (0.7 % de l'uranium naturel), avec des ressources naturelles limitées.

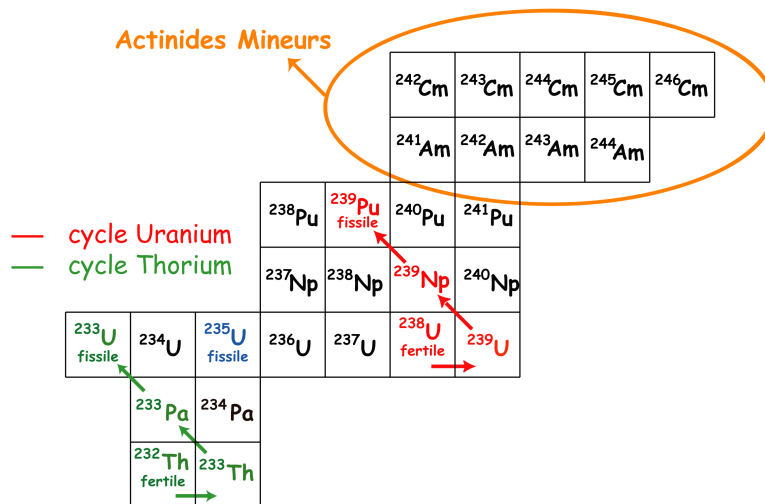
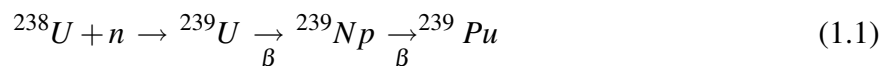
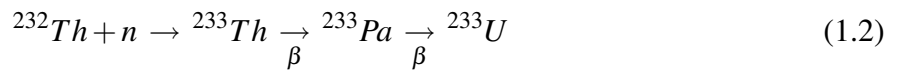


FIG. 1.1 – Les deux cycles du combustibles utilisable dans les réacteurs sur-générateurs

Les deux noyaux fertiles, l' ^{238}U et le ^{232}Th , permettent eux de produire deux autres noyaux fissiles le ^{239}Pu et l' ^{233}U respectivement, n'existant pas à l'état naturel et pouvant être utilisés pour une production nucléaire massive. On appelle noyau fertile un noyau produisant un noyau fissile après capture d'un neutron. Il existe ainsi ce que l'on nomme deux "cycles du combustibles" ou "filieres", le cycle $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ (dit cycle thorium) et le cycle $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ (dit cycle uranium), représentés sur la figure 1.1 et fonctionnant grâce aux réactions suivantes :





Les ressources naturelles en ${}^{238}\text{U}$ sont importantes (99.3 % de l'uranium naturel), celles en thorium davantage encore, puisque estimées deux à trois fois plus importantes que celles de l'uranium. Il faut alors envisager l'utilisation de réacteurs du futur au moins régénérateurs, c'est-à-dire produisant à partir de matière fertile au moins autant de combustible fissile qu'ils en consomment, ceci correspondant à considérer les ressources en matière fertile et non plus seulement fissile pour l'avenir du nucléaire de fission. Ceci permettrait alors de ne plus se poser la question des ressources avant plusieurs millénaires.

La filière uranium (équation 1.1) a été mise en oeuvre dans le réacteur Superphénix. Elle est aussi en partie utilisée dans les réacteurs actuels basés sur l' ${}^{235}\text{U}$, ce dernier étant mélangé à de l' ${}^{238}\text{U}$ dans ces réacteurs. Cependant, la quantité de ${}^{239}\text{Pu}$ ainsi produite est largement trop faible à l'heure actuelle pour un déploiement massif français de réacteurs basés sur ce noyau fissile, la France étant pourtant un des rares pays (avec les USA et le Japon, pays ayant un nombre de réacteurs conséquents) ayant de grandes capacités de production de plutonium.

La filière thorium (voir équation 1.2) a d'emblée deux avantages :

- le faible numéro atomique du noyau de départ (232) en comparaison du cycle Uranium (238) (voir figure 1.1). Six captures de neutron de plus sont nécessaires dans ce cycle thorium pour produire le premier actinide mineur, cela permettant de produire moins de déchets nucléaires très radiotoxiques qu'en cycle Uranium.
- La possibilité d'obtenir la régénération quel que soit le spectre neutronique, d'où davantage de souplesse quant aux réacteurs pouvant utiliser ce cycle.

Cette filière thorium, à la base de nos travaux de recherche, a donné lieu à quelques essais (CANDU, AVR) et a surtout été étudiée à Oak Ridge avec des réacteurs à sels fondus (voir chapitre suivant).

1.3.3 Réacteurs candidats pour le nucléaire du futur

La feuille de route du forum Génération 4 décrite au paragraphe 1.3.1 a abouti à la sélection officielle de six systèmes candidats, systèmes à étudier comme réacteurs du futur. A ce stade, un éventail de candidats a été retenu plutôt qu'un seul système Génération 4. Ceci permet de pouvoir identifier tous les systèmes présentant des avancées technologiques significatives selon les critères du GIF pour permettre des recouvrements quant aux capacités de ces systèmes, tous n'étant pas amenés à terme à être viables, ou à atteindre les performances attendues, voire à ne pas présenter d'attrait commercial pour les déployer. Il faut également tenir compte de la diversité des besoins à couvrir en s'assurant que les systèmes de quatrième génération rempliront de manière adéquate les missions de génération d'électricité, de production d'hydrogène et de chaleur, et de gestion des déchets.

Cette sélection des six candidats les plus prometteurs pour les systèmes du futur a été finalisée lors d'une réunion du Forum International Generation 4 en mai 2002, à Paris. Les efforts de R&D des pays membres se concentrent désormais sur les concepts suivant :

- VHTR : Very High Temperature Reactor ou réacteur à très haute température (1000°C/1200°C), refroidi à l'hélium, dédié à la production d'hydrogène ou à la cogénération hydrogène/électricité.
- SCWR : Supercritical Water-Cooled Reactor ou réacteur à eau supercritique.
- GFR : Gas-cooled Fast Reactor ou réacteur à neutrons rapides à caloporteur hélium.
- SFR : Sodium-cooled Fast Reactor ou réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium.
- LFR : Lead-cooled Fast Reactor ou réacteur à neutrons rapides à caloporteur alliage de plomb.
- MSR : Molten Salt Reactor ou réacteur à sels fondus.

La progression des activités de recherche et développement pour chacun de ces systèmes est à présent divisée en quatre phases :

- Une première phase de cadrage et sélection.
- Une phase de viabilité, dont l'objectif est de répondre aux questions de faisabilité et de démonstration de principe.
- Une troisième phase de performance, correspondant au développement et à l'optimisation des sous-systèmes. Cette phase s'achève lorsque le concept est mature et suffisamment attractif d'un point de vue industriel pour motiver une démonstration grandeur nature de la technologie.
- Une dernière phase enfin de démonstration. Si cette dernière phase est couronnée de succès, le système peut être commercialisable, et passe dans le domaine industriel.

Actuellement, les systèmes sont en cours de rédaction de leur plan de recherche (System Research Plan ou SRP), afin de planifier le contenu et le déroulement des quatre phases décrites ci-dessus.

Afin d'assurer le pilotage de ces recherches, le GIF a créé une structure de gestion permanente composée d'un comité directeur et d'un groupe d'experts. De plus ont été mis en place trois groupes de travail transverses (sécurité et sûreté, modélisation économique, et planification de projets), ainsi que des comités de pilotage pour chacun des six systèmes retenus, comités composés de représentants des pays GIF soutenant le système. Chaque comité doit planifier et intégrer les projets de recherche et développement contribuant au développement du système correspondant. Nous allons à présent nous concentrer sur le concept de 4^{ème} génération objet de ce document, les réacteurs à sels fondus.

1.4 Les réacteurs à sels fondus : contexte international, européen et français de recherche

Les études concernant les réacteurs à sels fondus et le cycle thorium se déroulent dans des cadres international, européen et français à travers divers programmes et projets de recherche en interconnection, selon un schéma globalement représenté figure 1.2. La présente section expose les structures nationales et les projets européens au sein desquels s'effectuent nos recherches sur le concept de thorium Molten Salt Reactor, le tout chapeauté par le forum international Génération IV. Par ailleurs, le paragraphe 1.4.3 sera dédié aux deux projets de recherche de l'ISTC (International Science and Technology Center) portant sur le développement d'un autre concept de réacteur à sels fondus retenu pour des études approfondies, le concept MOSART. Les activités de recherche menées en Inde et au Japon sur les sels fondus ou les RSF, plus limitées, ne seront pas abordées ici.

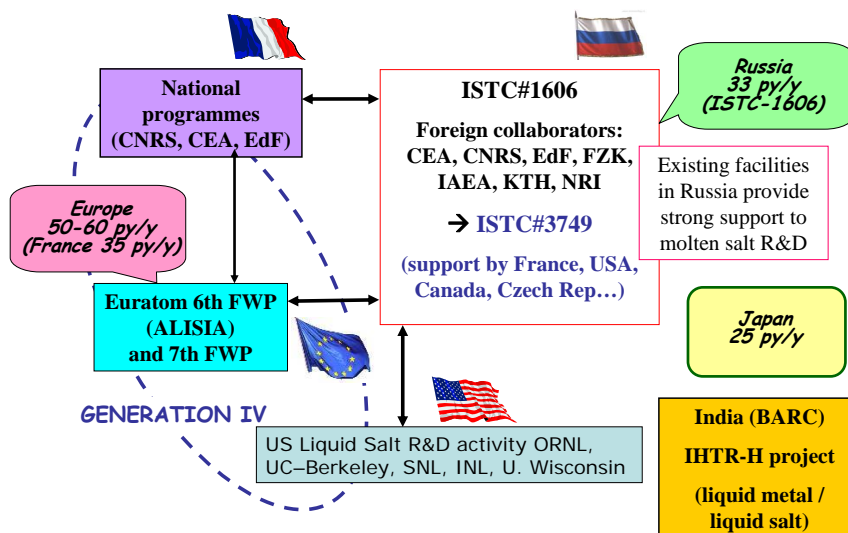


FIG. 1.2 – Contexte international de recherche sur les réacteurs à sels fondus [14]

1.4.1 Contexte français

Nos études concernant les réacteurs à sels fondus et le cycle thorium s'inscrivent dans un cadre français au sein du Programme sur l'Aval du Cycle Electro-Nucléaire PACEN, le groupement de recherche GEDEPEON et le Programme Commun de Recherche RSF du CNRS, présentés ci-après.

Faisant suite à un premier programme interdisciplinaire du CNRS mené de 1997 à 2006 et centré sur le problème des déchets de la production nucléaire d'énergie électrique, le programme

PACEN (Programme sur l'Aval du Cycle et l'Energie Nucléaire) a été mis en place pour piloter les efforts de recherches des départements du CNRS en réponse à deux lois : la loi sur l'énergie 2005-781, et la loi 2006-739 prenant la suite de la loi Bataille de 1991. Ce cadre définit un programme de recherches couvrant tous les aspects du cycle énergétique nucléaire de la mine aux déchets ultimes, tenant compte à chaque étape des questions scientifiques et technologiques. La loi a défini deux axes de recherche mis en oeuvre au CNRS dans PACEN, l'axe I consacré à la séparation et à la transmutation dans un contexte incluant les réacteurs du futur, l'axe II portant sur le conditionnement des déchets, l'entreposage et le stockage géologique et la compréhension des phénomènes sur de longues échelles de temps. Les recherches sur les réacteurs à sels fondus s'inscrivent dans le premier axe, dans la ligne de recherche "Nouveaux systèmes de production d'énergie (Génération 4) : cycle du Th et intérêt des sels fondus (réacteurs, fusion, transport et stockage de chaleur)".

Par ailleurs, le programme PACEN coordonne cinq groupements de recherche, parmi lesquels le groupement de recherche GEDEPEON (GEstion des DEchets et Production d'Energie par des Options Nouvelles) concernant les thématiques de neutronique, physique des réacteurs, gestion des déchets et scénarios. Les actions menées dans le cadre de GEDEPEON se partagent pour moitié entre les systèmes pilotés par accélérateurs, et les systèmes innovants du futur ayant des capacités de transmutation et économisant les ressources naturelles (réacteurs rapides à gaz, réacteurs à sels fondus...). Ce groupement de recherche a soutenu financièrement les expériences menées par le groupe Physique des Réacteurs sur la plateforme PEREN sise au LPSC.

Enfin, le Groupe d'Analyse Thématique n°11a (nucléaire du futur) du programme "Energie" du CNRS a débouché sur la création en 2004 du Programme Commun de Recherche sur les Réacteurs à Sels Fondus (PCR RSF). Ce PCR, piloté par Daniel Heuer (co-direction Physique) et Sylvie Delpech (co-direction Chimie), coordonne les programmes de recherche menés en France directement sur la thématique des réacteurs à sels fondus, regroupant les contributions des départements de physique, de chimie et de sciences de l'ingénieur du CNRS. L'objectif de ce programme commun de recherche est la définition d'un démonstrateur de réacteurs à sels fondus dans les prochaines années, démonstrateur basé sur le concept thorium Molten Salt Reactor que nous développons. Ces travaux correspondent exactement aux objectifs fixés pour ce système dans le contexte international.

1.4.2 Les réacteurs à sels fondus dans le Forum International Generation 4

Trois entités ou pays membres du GIF ont ainsi déclaré leur intérêt pour les recherches sur les réacteurs à sels fondus : Euratom, la France et les Etats Unis. Chacun de ces trois pays est représenté au sein du comité de pilotage des réacteurs à sels fondus du GIF par un membre officiel, le représentant français, C. Renault du CEA, en charge du comité de pilotage pour les réacteurs à sels fondus. Ce comité se compose également d'observateurs invités dont je fais partie, venant

de France (CNRS, EdF), de Russie, de Tchéquie et du Japon, et qui participent aux activités du comité.

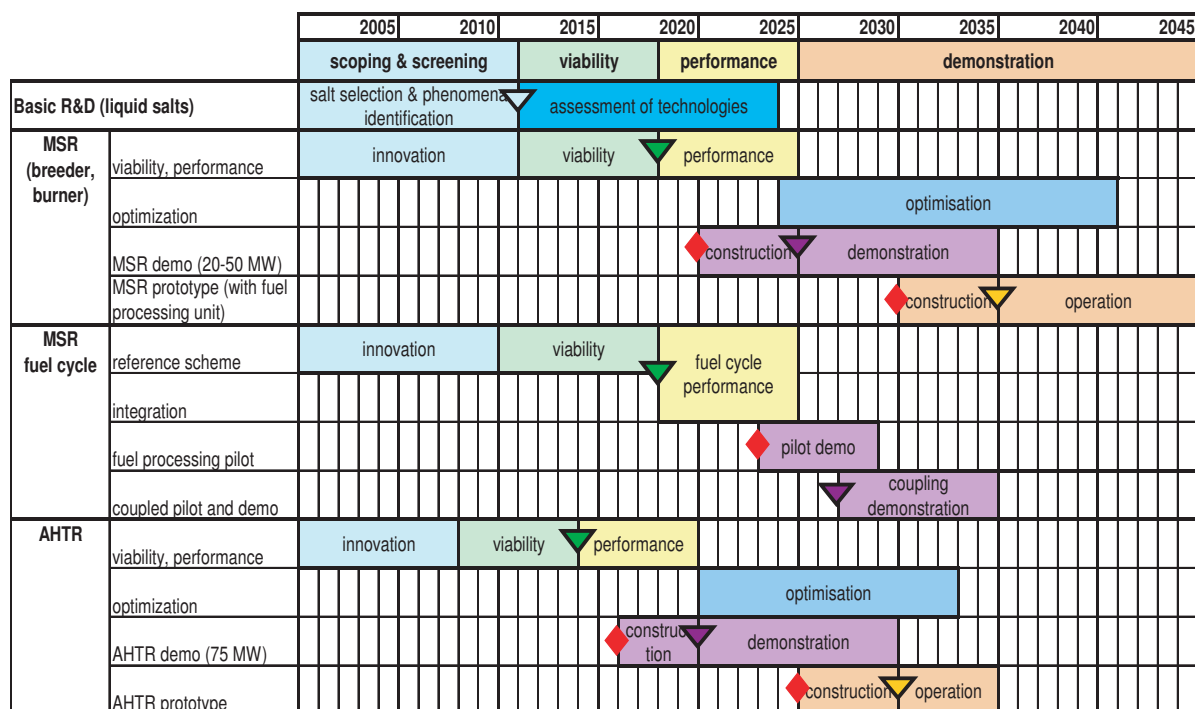


FIG. 1.3 – “Master Plan” du système Réacteurs à Sels Fondus dans le forum International Generation IV [14]

Les travaux actuels du comité de pilotage visent à finaliser la rédaction du plan de recherche système des réacteurs à sels fondus [14], présenté au groupe d’experts du GIF en avril 2008. Ce plan de recherche système est composé de cinq parties, qui correspondent aux projets spécifiques du système sels fondus : System Integration Assessment, chimie et propriétés des sels fondus, cycle du combustible, matériaux et contrôle du sel, et enfin sûreté. L’implication du groupe physique des réacteurs porte principalement sur le premier projet, qui inclue les études de neutronique et le design du réacteur, plus une participation au projet sûreté. Les phases de recherche et développement ont également été définies et planifiées autour de trois thèmes (cf. figure 1.3) : un thème “réacteur à sels fondus” regroupant les concepts producteurs d’énergie et incinérateurs, principalement le concept TMSR français et le concept russe MOSART ; un thème “cycle du combustible des réacteurs à sels fondus” visant à démontrer la faisabilité de l’unité de retraitement spécifique à de tels réacteurs ; enfin un thème autour du “Advanced high temperature reactor”, concept américain de réacteur à combustible solide refroidi avec des sels fondus.

1.4.3 Les réacteurs à sels fondus au sein de l’ISTC

L’ISTC (International Science and Technology Center) est une organisation intergouvernementale dédiée à la non-prolifération. Ce programme, fondé en 1992 par un accord international entre

l'Union Européenne, le Japon, la Fédération de Russie, les Etats Unis et le Canada, coordonne les travaux des gouvernements, organisations et industries privées de la Russie et de la communauté des états indépendants (CEI, ou CIS en anglais), anciens pays soviétiques. Deux projets portés par l'ISTC traitent de réacteurs à sels fondus : les projets ISTC #1606 et ISTC #3749.

Le projet 1606, intitulé "Molten Salt Loop for Waste and Plutonium Disposal", avait pour mission de réévaluer le potentiel des réacteurs à sels fondus en termes de sûreté, de résistance à la prolifération et d'incinération des transuraniens, ceci dans des systèmes sous-critiques comme critiques [15]. C'est dans ce cadre qu'a été développé le concept MOSART (Molten Salt Actinide Recycler & Transmuter) [16], l'autre concept retenu avec le concept TMSR par le comité de pilotage réacteurs à sels fondus du GIF pour des études avancées.

Ces recherches sont à présent poursuivies au sein du projet 3749, intitulé "Molten Salt Applications for Nuclear Energy", approuvé en 2007. Ce projet, prévu sur 36 mois, vise à tester et sélectionner des sels fondus et des matériaux de structure utilisables dans des réacteurs de quatrième génération, réacteurs caloportés aux sels fondus comme réacteurs utilisant les sels fondus comme combustible.

1.4.4 Contexte européen : Euratom

Les programmes-cadres de recherche et de développement (PCRD), financés par l'Union Européenne, visent à structurer l'effort européen dans les domaines de la science, de la recherche et de l'innovation. Le groupe Physique des Réacteurs fait partie de projets européens sur les réacteurs à sels fondus depuis le 5^{ème} PCRD et candidate à présent à un nouveau projet dans le cadre du 7^{ème} PCRD, comme détaillé ci-après.

1.4.4.1 Historique : les projets MOST, Licorn et Alisia

Le projet européen MOST (acronyme pour MOlten Salt reactor Technology)[17] du 5^{ème} programme-cadre a consisté en l'analyse de la technologie des réacteurs à sels fondus, de 2001 à 2004. Cet état des lieux a permis d'identifier les points-clés suivants pour des développements futurs de ce type de réacteurs : les techniques de nettoyage du sel et le schéma de retraitement, l'extraction des produits de fission gazeux et des métaux nobles, la gestion et le contrôle du tritium, l'intégrité des composants, et le contrôle des propriétés et de la qualité du sel.

Suite à ce projet, les études sur les réacteurs à sels fondus ont continué, en collaboration étroite avec les chercheurs russes regroupés au sein du projet ISTC #1606. Le projet intégral LICORN (LIquid COre for fuel Regeneration and reduction of Nuclear waste) présenté au 6^{ème} programme-cadre a été transformé en l'action européenne ALISIA, supportée par Euratom, s'est mise en place en février 2007 pour une durée de 15 mois. Le projet ALISIA, coordonné par le responsable du comité de pilotage sur les réacteurs à sels fondus du GIF, a fonctionné en lien étroit avec ce comité. L'objectif principal d'ALISIA a été de renforcer le réseau européen d'expertise dans ce domaine,

permettant ainsi la coordination des actions et le partage des résultats des programmes nationaux sur les RSF. Ce projet, en cours d'achèvement, a permis de mettre en lumière les intérêts du concept de réacteurs à sels fondus en cycle rapide, détaillé dans les deux chapitres suivants de ce mémoire. ALISIA a de plus permis de monter le projet SUMO introduit ci-dessous et présenté au chapitre 4.

1.4.4.2 Le projet SUMO et le 7^{ème} PCRD

Le 7^{ème} PCRD, lancé en 2007 et d'un budget global de 50 milliards d'euros, s'étend sur 7 ans au lieu de 4 (2007-2013). Ce programme-cadre est divisé en quatre domaines : coopération, idées, personnel et capacités. De plus, un volet spécial est consacré à Euratom, couvrant des actions de recherche et de formation dans le secteur nucléaire, parmi lesquelles s'inscrivent nos travaux. C'est dans ce cadre qu'a été déposée le 15 avril 2008 la candidature du projet coopératif intitulé SUMO (acronyme de SUSTAINABLE MOLten salt reactor system) en réponse à l'appel d'offre 2008 d'Euratom. Ce projet représentant une partie de l'avenir de la recherche dans le domaine des réacteurs à sels fondus, ses objectifs, moyens et champs d'étude sont détaillés en conclusion de ce mémoire.

Chapitre 2

Le Thorium Molten Salt Reactor non modéré

2.1 Historique

Le concept de Réacteur à Sel Fondu (RSF) a été imaginé au début des années 1950 à l'Oak Ridge National Laboratory (ORNL) au Tennessee. Il s'agissait de concevoir des réacteurs dont le combustible serait liquide et de ce fait servirait aussi bien de combustible que de caloporteur. L'intérêt premier de ce concept est de pouvoir ajuster en continu la composition du sel combustible, permettant de ne pas nécessiter l'introduction d'une réserve de réactivité pour assurer son fonctionnement dans le temps. Par ailleurs, il est possible d'atteindre de très hautes températures et de très fortes densités de puissance sans pression interne importante et donc, sans contraintes insupportables par les éléments de structure. Le premier RSF expérimental était issu d'un programme militaire américain sur la propulsion des avions qui a conduit à l'Aircraft Reactor Experiment (ARE) en 1954 [18]. Ce réacteur de 2.5 MWth a fonctionné de manière satisfaisante durant une centaine d'heures, sans jamais voler. La poursuite de ces travaux a mené à la mise en service du Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) de 8 MWth [19]. Ce réacteur basé sur un sel fluorure de lithium, de béryllium et de zirconium a fonctionné avec de l'uranium enrichi à 30% de 1965 à 1968, puis à l' ^{233}U de 1968 à 1969 et enfin au plutonium en 1969. Le succès de ce réacteur a justifié l'étude d'un réacteur surgénérateur de puissance à support thorium et associé à une unité de retraitement pour extraire les produits de fission en ligne : le Molten Salt Breeder Reactor (MSBR) [20, 21]. Alors que le concept semblait prometteur, les études furent définitivement arrêtées en 1976.

Les études sur ce type de réacteurs sont reprises dès les années 80 aussi bien au Japon, avec les projets Thorims-NES [22] puis FUJI-AMSB [23], qu'en France avec la poursuite des études sur le MSBR par EDF et le CEA. Dans les années 90 le concept est réétudié dans le but d'incinérer les déchets nucléaires avec des réacteurs sous critiques comme le projet TIER-1 proposé par C.

Bowman [24] pour dégrader le plutonium des réacteurs à eau pressurisée, ou le projet TASSE [25] du Commissariat à l’Energie Atomique (CEA) ou encore le projet AMSTER [26] d’Electricité de France (EdF).

Dés 1997, le CNRS s’intéresse à ce type de réacteurs [27] en s’impliquant dans l’étude du TIER-1, mais c’est à partir de 1999 que des études plus complètes sont menées pour réévaluer le MSBR dans le cadre d’une thèse dirigée par Daniel Heuer [2, 28]. Cette réévaluation conduit à, au moins, deux résultats importants remettant en cause le concept MSBR : d’une part le coefficient de température s’avère être globalement positif, ce qui rend le réacteur intrinsèquement instable, et d’autre part l’unité de retraitement apparaît comme incertaine du point de vue de son fonctionnement et trop imposante pour assurer une rentabilité économique.

Aux vues de ces constatations, des études systématiques des RSF ont été entreprises dans le cadre d’une nouvelle thèse dirigée par Daniel Heuer, afin d’évaluer les potentialités des différentes configurations de réacteurs à sels fondus basés sur le cycle thorium [3, 29, 30]. Cette thèse a mené à la définition d’un réacteur à sels fondus novateur, baptisé Thorium Molten Salt Reactor ou TMSR, mettant plus particulièrement en évidence une configuration particulièrement prometteuse ne contenant plus de matériau modérateur tel du graphite dans le coeur du réacteur. Les études, développements et optimisations de ce concept de TMSR non modéré font l’objet du présent mémoire.

2.2 Outils de simulation et bases de données nucléaires

Les travaux présentés dans ce document sont basés sur la simulation de systèmes nucléaires complexes. Les réacteurs à sels fondus ayant un fonctionnement et une gestion différents des autres types de réacteurs, à combustible solide, des outils spécifiquement conçus pour simuler ces réacteurs ont été développés au sein du LPSC depuis un certain nombre d’années, et sont présentés ci-dessous (paragraphe 2.2.1). Enfin ces calculs nécessitent de nombreuses données nucléaires, dont la qualité et la précision vont déterminer la fiabilité de nos simulations. Certaines données spécifiques au cycle thorium étant mal connues, doivent être remesurées. La mesure du rapport de la section efficace de capture sur celle de fission de l’ ^{233}U , effectuée à Grenoble sur la plateforme neutronique PEREN dans le cadre de la thèse de Marie-Anne Cognet[4], fera ainsi l’objet du paragraphe 2.2.2.

2.2.1 Outils de simulation

Nos calculs du fonctionnement des réacteurs à sels fondus sont ainsi basées sur le couplage (représenté sur la figure 2.1) du code de transport de neutrons MCNP (Monte Carlo N Particule) [31], développé au Los Alamos National Laboratory, avec le code d’évolution des matériaux REM [2, 3], développé à Grenoble par Daniel Heuer.

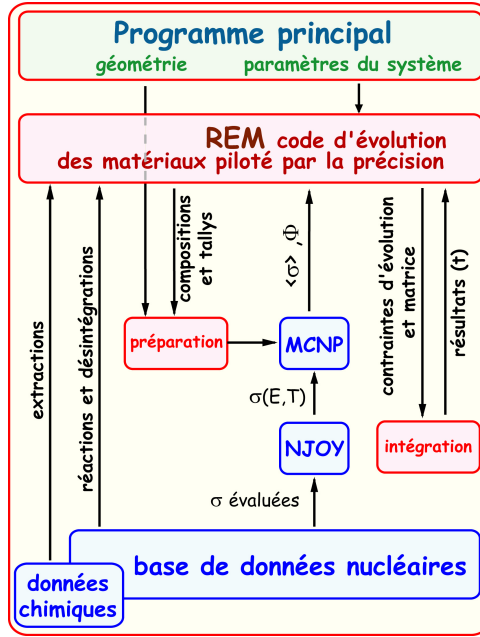


FIG. 2.1 – Couplage du code de transport de neutrons MCNP avec le code d'évolution des matériaux REM

Le code probabiliste MCNP évalue le flux neutronique et les taux de réaction dans tout le système simulé, découpé en cellules. Ces calculs nécessitent une description très précise de la géométrie et des caractéristiques (température, densité, éléments, isotopes, proportions) de tous les matériaux présents dans chaque cellule, ainsi que les sections efficaces d'interaction de chaque isotope constituant le réacteur.

Ces calculs neutroniques sont statiques, c'est-à-dire qu'ils sont effectués pour un état donné et fixé du système. Il est nécessaire de simuler en plus l'évolution temporelle du système afin de pouvoir suivre son fonctionnement tout au long de sa durée de vie, ce qui signifie que ce code de neutronique généraliste doit être couplé à un code d'évolution spécifique à ce type de réacteurs. Le code d'évolution REM résout ainsi les équations de Bateman, s'écrivant pour la concentration $N_i(t)$ de l'isotope i :

$$\frac{\partial N_i}{\partial t} = \sum_j (\langle \sigma_j \phi(t) \rangle N_j(t) b_{j \rightarrow i} + \lambda_j N_j(t) b'_{j \rightarrow i}) - \langle \sigma_i \phi(t) \rangle N_i(t) - \lambda_i N_i(t) - \Lambda'_i N'_i(t) \quad (2.1)$$

avec

- σ_i la section efficace microscopique de réaction sur l'isotope i ,
- $b_{j \rightarrow i}$ le rapport de branchement de l'isotope j vers l'isotope i par réaction,
- $b'_{j \rightarrow i}$ le rapport de branchement de l'isotope j vers l'isotope i par décroissance,
- $\phi(t)$ le flux neutronique.

Le terme de somme représente l'apparition de l'isotope i respectivement par réaction (fission, capture neutronique...) et par décroissance radioactive des isotopes j . Les deux termes suivants concernent la disparition de l'isotope i par réaction et par décroissance radioactive (constante λ_i). Le dernier terme représente la disparition de l'isotope par retraitement, ceci étant simulé sous forme de constantes d'extraction Λ_i' similaires de par leur fonctionnement aux constantes de désintégration, et égales à l'inverse du temps $T_i^{\text{retraitement}}$ d'extraction.

Enfin, lors de l'évolution des compositions, la matière fissile comme la matière fertile est consommée, ainsi que les autres éléments de base du sel de manière moindre. Il est nécessaire, dans la simulation comme dans le cas réel d'un réacteur à sels fondus, d'alimenter régulièrement le réacteur durant son fonctionnement, par exemple pour maintenir la réactivité et la puissance stables. Pour ces isotopes, il faut alors ajouter à l'équation 2.1 un terme, constant sur un pas de temps d'évolution donné, correspondant à l'ajout d'isotopes par alimentation. Ces calculs prennent ainsi en compte plusieurs centaines d'isotopes i (noyaux lourds, produits de fission, matériaux de structure...), avec leurs interactions, désintégrations et extractions associées.

Une simulation complète de l'évolution du réacteur implique de nombreux allers-retours entre le code de neutronique et le code d'évolution, par ajustements successifs des compositions des matériaux et du flux de neutron. Le code REM est ainsi un code piloté par la précision, conçu pour effectuer l'évolution du réacteur tout en contrôlant la précision des résultats obtenus à chaque pas de cette évolution. La résolution des équations de Bateman est soumise à plusieurs niveaux de contraintes, afin de garder constants durant l'évolution les paramètres physiques simulés du réacteur, telle la puissance totale (avec une précision du pour cent) et la réactivité (avec une précision de quelques dizaines de pcm¹, largement inférieure à l'incertitude du calcul neutronique par MCNP). L'intégration numérique même des équations de Bateman est effectuée par une méthode de Runge-Kutta.

2.2.2 Bases de données nucléaires et mesure du rapport α de l'²³³U

Les sections efficaces d'interaction de chaque isotope des éléments utilisés dans le réacteur doivent être fournies au code MCNP. Ces informations sont disponibles dans diverses bases de données nucléaires au format ENDF (Evaluated Nuclear Data File) [32]. Une transformation à l'aide du programme NJOY [33] les convertit ensuite en un format lisible par MCNP.

Les bases de données les plus complètes sont les bases américaine ENDF/B-VI, japonaise JENDL 3.2 et européenne JEF 2.2. Un couple élément/réaction non présent dans une base peut ainsi l'être dans une autre. Nous utilisons ces bases dans cet ordre de priorité, à l'exception de quelques noyaux particuliers qui sont spécifiquement choisis dans l'une ou l'autre de ces bases.

¹Un pcm correspond à une variation de réactivité de un pour cent mille soit 10^{-5}

Certaines données indispensables pour la simulation complète de réacteurs sont insuffisamment précises, de nouvelles mesures et évaluations étant alors indispensables.

Ainsi, un des paramètres-clés du cycle thorium, indispensable pour calculer le pouvoir de régénération, et donc les capacités de déploiement de réacteurs basés sur ce cycle du combustible, est mal connu. Il s'agit du rapport α de ^{233}U , rapport de la section efficace de capture sur celle de fission, dont la valeur moyenne est proche de 0.18. Les valeurs actuelles de ce coefficient proviennent de mesures effectuées dans les années 1960 par plusieurs méthodes difficilement vérifiables et peu précises : les incertitudes s'élèvent officiellement à 3 % mais la dispersion des mesures est voisine de 25 %. Afin de pouvoir mieux anticiper le déploiement de cette filière, il est donc indispensable de réévaluer le rapport α avec le plus de précision possible. Ceci a fait l'objet de la thèse de Marie-Anne Cagnet [4] que j'ai co-encadrée, les mesures étant effectuées sur la plate-forme neutronique PEREN du LPSC. Cette installation expérimentale est composée d'un spectromètre à temps de ralentissement au plomb, couplé à un GÉNÉrateur de NEutrons Pulsé Intense (GENEPI) développé au LPSC même. Un tel dispositif permet d'obtenir des sections efficaces en fonction de l'énergie du neutron incident. Nous avons choisi de mesurer directement et simultanément le taux de fission et le taux de capture de ^{233}U , en utilisant une chambre à fission à ^{233}U centrale entourée de huit scintillateurs YAP (YAlO_3).

Le rapport α de ^{235}U étant connu avec une bonne précision, des mesures préliminaires ont été réalisées afin de tester ce système expérimental avec une chambre à fission contenant de ^{235}U . Ces mesures ont permis de valider l'ensemble des détecteurs et de mesurer la section efficace de fission de ^{235}U . Cependant, elles ont également mis en évidence un bruit de fond venant du plomb et des détecteurs eux-mêmes bien plus important que prévu et rendant impossible la mesure envisagée du rapport α de ^{233}U . Des expériences complémentaires, permettant de quantifier les sources de bruits de fond et d'incertitudes entachant la mesure du rapport α , ont montré que la faiblesse de notre dispositif était que le système de détection est plongé dans le flux de neutrons et donc source directe de bruit de fond irréductible. Cette thèse a permis de mettre au point des simulations dédiées à une telle problématique, de comprendre en détail les mesures existantes ainsi que le dispositif expérimental complet, avec une analyse poussée des défauts d'un tel montage permettant d'y pallier pour un dispositif expérimental futur optimal.

En effet, cette mesure étant indispensable pour améliorer la précision des simulations de réacteurs basés sur le cycle thorium, un tel dispositif est en cours de finalisation dans le groupe Aval du Cycle et Energie Nucléaire du CENBG, en collaboration avec le LPSC et le CEN Saclay. Cette expérience bénéficie d'un fort appui du CNRS, via le soutien financier de GEDEPEON, de PACEN et du PCR RSF. Les mesures dans le domaine des résonances, basées cette fois sur la technique du temps de vol, doivent débiter auprès de l'installation GELINA du centre EURATOM de Geel en 2008. Une mesure dans le domaine des neutrons rapides est également prévue auprès de l'accélérateur AIFIRA du CENBG.

2.3 Description générale du TMSR sans modérateur en coeur

2.3.1 Configuration du réacteur

Le concept général de Thorium Molten Salt Reactor (TMSR) consiste en réacteurs de 2500 MWth basés sur le cycle du combustible $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$. Leur température moyenne de fonctionnement est de 630°C ($\pm 50^\circ\text{C}$ typiquement pour les limites maximale et minimale), ce qui correspond à un rendement thermodynamique d'un peu plus de 40%.

Le design d'un TMSR non modéré, baptisé TMSR-NM, est illustré sur les figures 2.2, avec à gauche une vue schématique globale et à droite une tranche de réacteur simulée dans le cadre d'un code de thermohydraulique. Le coeur est un simple canal orthorhombique de diamètre interne égal à sa hauteur (plus précisément, dans nos simulations, 2.6 m de hauteur et 1.25m de rayon), dans lequel les réactions nucléaires ont lieu dans le sel fluorure en mouvement ascendant (en jaune sur la figure 2.2 de gauche). Deux tiers du sel combustible sont localisés dans le coeur, le tiers restant circulant hors du coeur dans les tuyauteries, les pompes et les échangeurs de chaleur. Le sel combustible effectue un tour de circulation complet en quelques secondes.

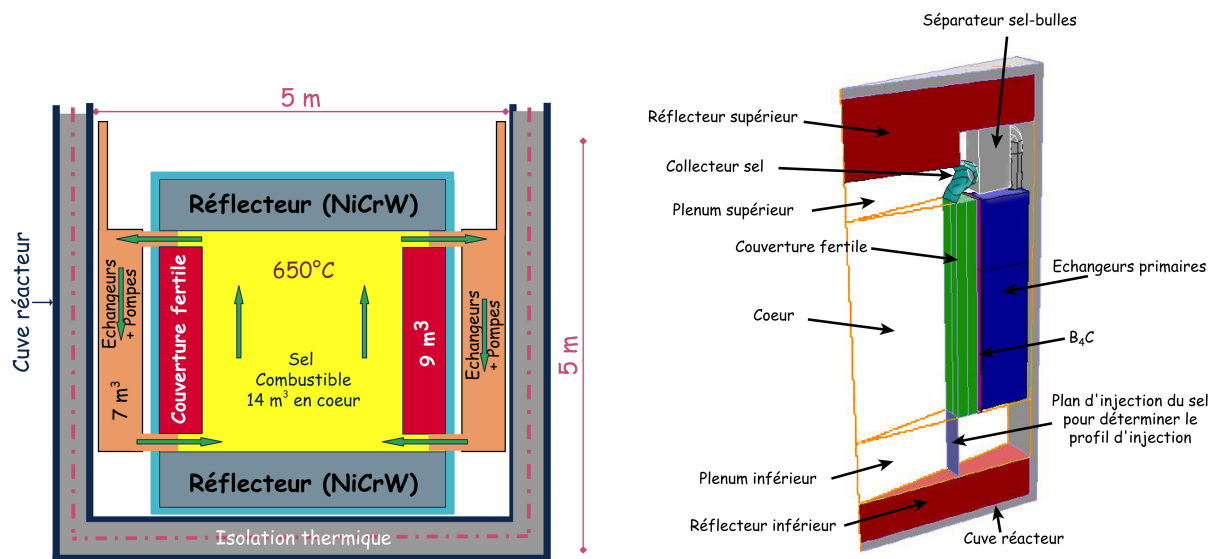


FIG. 2.2 – Coupe verticale d'un réacteur TMSR sans modérateur en coeur (à gauche) et tranche de réacteur schématique issue d'une simulation thermohydraulique de ce même réacteur (à droite)

Nous considérons comme réacteur l'ensemble des parties du système contenant le sel combustible primaire, soit le circuit primaire au complet composé du coeur, des tuyauteries, des pompes et des échangeurs. Le réacteur représente la première barrière de confinement du combustible dans le principe de défense en profondeur. Il est contenu dans la cuve qui correspond à la seconde barrière de confinement.

Les structures externes au coeur et les échangeurs de chaleur sont protégés des radiations par les réflecteurs, conçus pour absorber plus de 80% des fuites de neutrons. Les réflecteurs axiaux de 80 cm d'épaisseur sont massifs, composés d'un alliage spécial à base de nickel en cours de

développement [34] et dont la composition est précisée au paragraphe 2.3.5.2. Dans le concept général de TMSR-NM, le réflecteur radial consiste en une couverture fertile entourant le coeur, composée du même alliage à base de nickel entourant cette fois des canaux contenant, de manière statique, un sel fluorure binaire de LiF-ThF_4 avec 28% molaire de Th. Cette couverture, complétée par une couche de B_4C de 10 cm contre sa face externe, protège les structures externes des effets d’irradiation tout en améliorant la régénération.

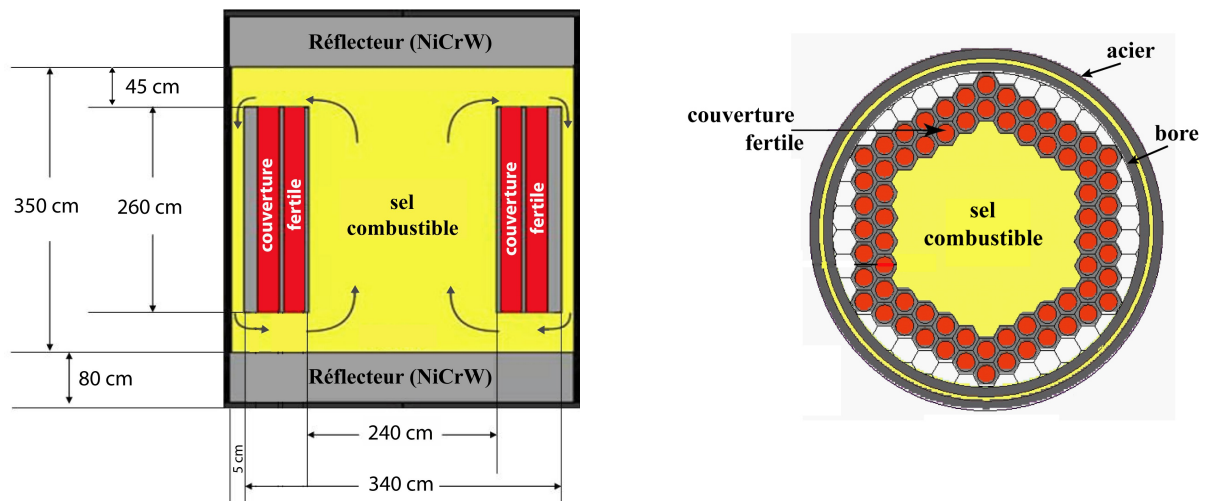


FIG. 2.3 – Projections longitudinale et axiale de la géométrie simulée du TMSR-NM

Actuellement, nos simulations neutroniques du TMSR-NM utilisent la géométrie détaillée sur la figure 2.3. La forme de base du coeur est basée historiquement sur des hexagones, le module permettant de décrire en détail la géométrie dans les simulations ayant été développé lors des premiers travaux du groupe de Grenoble sur les réacteurs à sels fondus, pour la réévaluation du MSBR[2]. Un nouveau module plus souple, incluant diverses formes dont des cylindres plus adaptés à la forme du coeur du TMSR-NM, est actuellement en cours de conception et d’implémentation dans le cadre de la thèse de Xavier Doligez, que je co-dirige.

Les parties externes du réacteur au-delà du canal de retour du sel, soit quelques centimètres de B_4C et d’acier, ne sont pas précisément décrites dans notre géométrie actuelle, ce qui n’a aucun impact sur les simulations neutroniques car le flux de neutrons dans ces parties est négligeable.

2.3.2 Choix du sel combustible

La comparaison des propriétés des sels fluorures et chlorures a déjà été effectuée dans plusieurs travaux de thèse [2, 35], cependant tous portaient sur des réacteurs à sels fondus en spectre thermique à épithermique. Comme nous allons le montrer en section 2.3.5, les configurations de TMSR-NM basées sur un spectre neutronique rapide sont les plus innovantes et intéressantes pour l’avenir du concept. Aussi avons-nous réévalué les capacités des deux types de sel, dans le cadre de réacteurs à sels fondus en spectre rapide et basés sur le cycle thorium.

Deux sels combustibles ont été considérés pour cette étude : le sel fluorure LiF-(NL)F_4 contenant 22.5% molaire de noyaux lourds (NL), et le sel chlorure NaCl-(NL)Cl_4 contenant 28% molaire de noyaux lourds. Ces deux sels correspondent à des points eutectiques de leur diagramme de phase respectif, avec une température de fusion respectivement de 565°C (sel fluorure) et 375°C (sel chlorure). Pour des considérations neutroniques détaillées par la suite, nous avons considéré plus précisément un sel fluorure enrichi en ^7Li par rapport au lithium naturel (ici 99.995 % de ^7Li et 0.005% de ^6Li), et un sel chlorure enrichi en ^{37}Cl (99% de ^{37}Cl et 1% de ^{35}Cl), à la limite de la faisabilité d'enrichissement dans les deux cas.

Considérer seulement les caractéristiques physico-chimiques de ces deux sels ne permet pas d'effectuer une sélection, chacun ayant ses propres avantages et inconvénients. Ainsi la technique de référence permettant d'extraire l'uranium ou le plutonium du sel est la fluoration, technique difficilement applicable dans un sel chlorure. Certaines alternatives existent pour pallier à ce problème, tels les processus électrochimiques, mais sont beaucoup moins connues et testées. Également la solubilité des actinides est plus grande dans des sels chlorures que fluorures, ce qui désavantage les sels fluorures en cas d'utilisation d'actinides dans un tel réacteur à sels fondus. D'autre part, la température d'ébullition du sel chlorure est plus basse de 300°C que celle des sels fluorures (respectivement autour de 1400°C et 1700°C), ce qui devrait être pris en compte pour les études de sûreté lors de transitoires accidentels ; les sels chlorures laisseraient moins de marge en cas d'augmentation de la température du réacteur. Cependant toutes ces différences ne permettent pas de trancher entre les deux types de sels.

Nous allons donc à présent comparer ces sels combustibles chlorure et fluorure grâce à une analyse neutronique portant sur deux points : les capacités de régénération des deux systèmes, et la production en coeur d'éléments indésirables par réaction neutronique.

2.3.2.1 Pouvoir de régénération

Les caractéristiques neutroniques d'un réacteur à sels fondus non modéré, basé sur le cycle $\text{Th}/^{233}\text{U}$ et utilisant un sel combustible chlorure / fluorure, sont listées en table 2.1. Ces résultats ont été obtenus pour chaque système par des simulations complètes utilisant les outils numériques décrits en début de chapitre.

La densité du sel chloré étant seulement de 3.2, ce sel est par conséquent plus transparent aux neutrons. Ainsi, à retraitement du combustible identique pris ici à 100 kg de noyaux lourds retraités par jour (voir paragraphe 2.3.3 pour la description du retraitement), la régénération ne peut être obtenue qu'avec un volume de sel chlorure de 40.6 m^3 en coeur et 20.2 m^3 dans la couverture fertile, contre respectivement seulement 20.5 m^3 et 9 m^3 pour un sel fluorure.

Cette transparence aux neutrons ne s'explique pas seulement par la différence de densités, mais également par l'absence de diffusion inélastique sur le chlore comparé au fluor. L'effet de cette diffusion inélastique, qui déplace les neutrons les plus énergétiques du spectre (d'énergie

| Paramètre | Sel fluoré | Sel chloré |
|---|------------|------------|
| Densité du sel en coeur | 4.3 | 3.2 |
| σ_c^{Th} section efficace de capture du Th en coeur (barn) | 0.61 | 0.315 |
| Masse de Th en coeur (kg) | 42 340 | 47 160 |
| Taux de capture du Th en coeur (mole/jour) | 11.03 | 8.48 |
| σ_c^{Th} section efficace de capture du Th dans la couverture (barn) | 0.91 | 0.48 |
| Masse de Th dans la couverture (kg) | 25 930 | 36 400 |
| Taux de capture du Th dans la couverture (mole/jour) | 1.37 | 2.86 |
| Inventaire initial nécessaire en ^{233}U (kg) | 5720 | 6867 |
| Nombre de neutrons créés par fission ven coeur | 2.50 | 2.51 |
| $\sigma_c^{233\text{U}}$ section efficace de capture de l' ^{233}U en coeur (barn) | 0.495 | 0.273 |
| $\sigma_f^{233\text{U}}$ section efficace de fission de l' ^{233}U en coeur (barn) | 4.17 | 2.76 |
| Rapport α de capture / fission de l' ^{233}U (dépend du spectre) | 0.119 | 0.099 |
| Taux de régénération total obtenu | 1.126 | 1.040 |

TAB. 2.1 – Caractéristiques neutroniques d'un réacteur à sels fondus non modéré basé sur le cycle thorium

supérieure à quelques centaines de keV) vers des énergies épithermiques, est nettement visible sur la figure 2.4. La capture du sodium présent dans le sel chloré apparait aussi entre 2 et 3 keV, sans effet de décalage sur le spectre bien sûr. Le spectre neutronique du sel chloré est ainsi plus dur, et les neutrons ont une plus faible probabilité d'interaction. Dans ces conditions, la section efficace moyenne de capture sur le Th passe de 0.61 barn en fluorure à 0.315 barn en chlorure, tandis que les quantités de thorium en coeur diffèrent beaucoup moins.

Il est possible de retrouver par des calculs simples la différence de régénération obtenue par les simulations complètes, en supposant que toutes les fissions ont lieu sur l' ^{233}U et que le ^{233}Pa ne capture pas. La réactivité s'écrit alors $k = (\nu \tau_f^{233\text{U}}) / (\tau_{abs}^{tous})$ avec τ_X^Y le taux de la réaction X sur le noyau Y, τ_{abs}^{tous} étant le taux d'absorption sur tous les noyaux présents en coeur, et ν le nombre moyen de neutrons produits par fission. La régénération s'exprime alors :

$$R = \frac{\tau_c^{Th}}{(1 + \alpha) \tau_f^{233\text{U}}} = \frac{\nu \tau_c^{Th}}{(1 + \alpha) \tau_{abs}^{tous}} \quad (2.2)$$

avec $\alpha = \sigma_c^{233\text{U}} / \sigma_f^{233\text{U}}$. La puissance produite étant égale dans les réacteurs fluoré et chloré, les taux d'absorption total sont identiques. Le rapport des taux de régénération dans un réacteur à sels fondus respectivement en sel chloré et fluoré peut ainsi être estimé à

$$\frac{R_{Cl}}{R_F} = \frac{\nu_{Cl}}{\nu_F} \frac{(1 + \alpha_F)}{(1 + \alpha_{Cl})} \frac{(\tau_c^{Th})_{Cl}}{(\tau_c^{Th})_F} = 0.935 \quad (2.3)$$

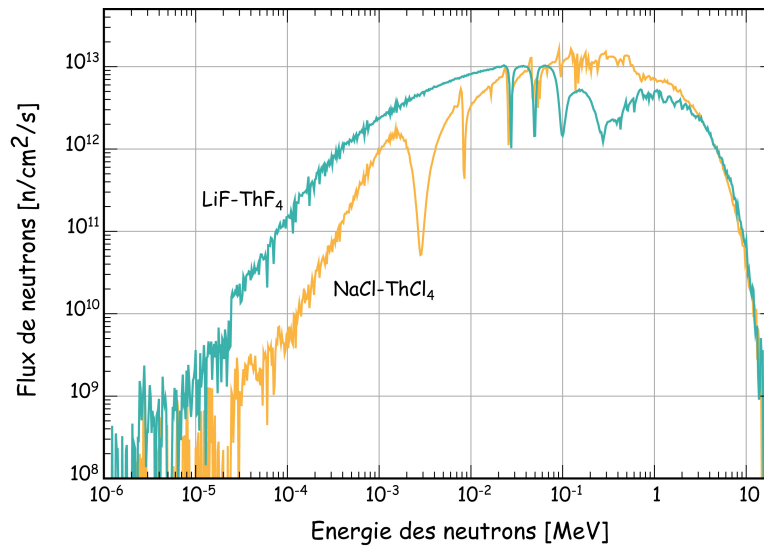


FIG. 2.4 – Spectre neutronique avec un sel chloré (orange) et fluoré (turquoise) dans un réacteur à sels fondus non modéré en cycle thorium

Ce rapport, calculé précisément grâce à une simulation complète des deux systèmes (voir tableau 2.1), est égal à $1.04/1.126 = 0.924$. Le taux de régénération d'un réacteur à sels fondus à spectre rapide en cycle thorium est clairement dégradé lorsque le sel combustible est un chlorure, alors même que nous avons considéré dans nos simulations un volume de sel chlorure double afin de compenser la plus grande transparence de ce sel aux neutrons. En se basant sur l'équation 2.3, et en constatant d'après les données simulées (tableau 2.1) que la valeur du rapport α et le nombre de neutrons créés par fission sont identiques dans les deux sels, la différence de taux de régénération s'explique presque uniquement par la valeur du taux de capture du thorium, nettement meilleur lorsque le spectre n'est pas trop rapide donc dans le cas d'un sel fluoré.

2.3.2.2 Production d'éléments indésirables

La présence de chlore dans le sel combustible mène à la production de ³⁶Cl radioactif, ayant une période de désintégration de 301 000 ans. Cet élément est très mobile et il serait illusoire de vouloir le confiner sur de si grandes périodes. La production de ³⁶Cl se fait via deux modes : la capture radiative sur le ³⁵Cl (³⁵Cl(n,γ)³⁶Cl) et la réaction ³⁷Cl(n,2n)³⁶Cl. Le premier mode est de loin le plus probable. Le chlore naturel étant composé à 75% de ³⁵Cl et à 25% de ³⁷Cl, cela impose d'enrichir le sel combustible en ³⁷Cl. Malgré notre choix ici d'un enrichissement important à 99% en ³⁷Cl pour le sel chloré simulé, le premier mode est encore largement dominant avec une production de ³⁶Cl s'élevant à 360 grammes par an, sur une production totale dans le réacteur de 373 grammes de ³⁶Cl par an.

Cette production peut être comparée à celle de tritium dans le cas du sel de fluorure de lithium, production s'élevant à 166 grammes par an. Toutefois le tritium, qui est également très mobile, a

une période courte de 12 ans seulement, ce qui pose nécessairement moins de problème de gestion. Cette production de ^{36}Cl constitue un problème majeur pour les sels chlorures.

La présence de chlore dans le sel combustible entraîne aussi la production de soufre, essentiellement par les réactions $^{37}\text{Cl}(n,\alpha)^{34}\text{P}(\beta-[12.34\text{s}])^{34}\text{S}$ et $^{35}\text{Cl}(n,\alpha)^{32}\text{P}(\beta-[14.262\text{ jours}])^{32}\text{S}$. Même avec un enrichissement élevé de 99% en ^{37}Cl , ces réactions produisent d'importantes quantités de soufre dans un sel combustible chloré, 320 grammes par an dans notre cas. Cette production de soufre est à comparer à celle d'oxygène sur le fluor dans le cas d'un sel fluoré, production de 1418 grammes par an essentiellement via la réaction $^{19}\text{F}(n,\alpha)^{16}\text{O}$. Dans les deux cas, ces éléments sont très corrosifs. Par contre, si l'oxygène corrode les métaux en surface, le soufre fragilise les métaux en se plaçant dans les joints de grain, ce qui le rend beaucoup plus corrosif. Toutefois ces deux éléments formeront des complexes avec les autres produits de fission dans le sel, il est ainsi difficile de dire quelle proportion va vraiment corroder les métaux.

Il faut enfin comparer la production de soufre avec celle d'un produit de fission, le tellure, de comportement identique à celui du soufre, et dont 25.5 kg sont produits par an par fission, tant dans un sel chlorure que fluorure. Les corrosions dues au tellure et au soufre étant identiques, tandis que la production de soufre est nettement moins importante, cette production de soufre ne présente pas un handicap significatif pour les sels chlorés. En effet, la gestion du tellure étant à mettre au point de manière incontournable, le problème posé par le soufre sera résolu en même temps.

2.3.2.3 Conclusions et caractéristiques du sel retenu

Aucune différence discriminante n'a pu être relevée d'un point de vue physico-chimique entre les sels fluorure et chlorure, aucune de leurs caractéristiques n'étant rédhibitoire. Par contre, les considérations neutroniques permettent de démontrer la capacité de régénération très limitée d'un sel chlorure en cycle thorium, ainsi que la production inévitable de quantités significatives de ^{36}Cl radiotoxique et non-confinable. Ces études permettent de confirmer que les sels fluorures sont particulièrement appropriés aux réacteurs en cycle thorium, y compris ceux en spectre rapide.

Dans toutes nos simulations et études, le coeur du TMSR-NM contient donc un sel combustible fluorure, composé de fluorure de lithium enrichi en ^7Li (99.995%) et de noyaux lourds (notés NL), initialement du thorium et un élément fissile (^{233}U , ^{235}U ou Pu). La proportion de noyaux lourds dans le sel primaire est un des paramètres principaux modifiant le comportement du réacteur, l'étude correspondante étant décrite au paragraphe 2.3.4. Nous nous intéressons ici à la composition de ces différents sels combustibles.

Pour des proportions de noyaux lourds comprises entre 20% et 28% molaire (cette valeur correspondant au second point eutectique, voir diagramme de phase 2.5), nous avons utilisé un sel binaire $\text{LiF}-(\text{NL})\text{F}_4$ dont le point de fusion est à 570°C . Nous n'avons pas considéré de proportions de noyaux lourds plus élevées que 28% afin de limiter l'inventaire fissile initial du réacteur. Pour les proportions plus faibles de noyaux lourds, les calculs ont été effectués avec un sel conte-

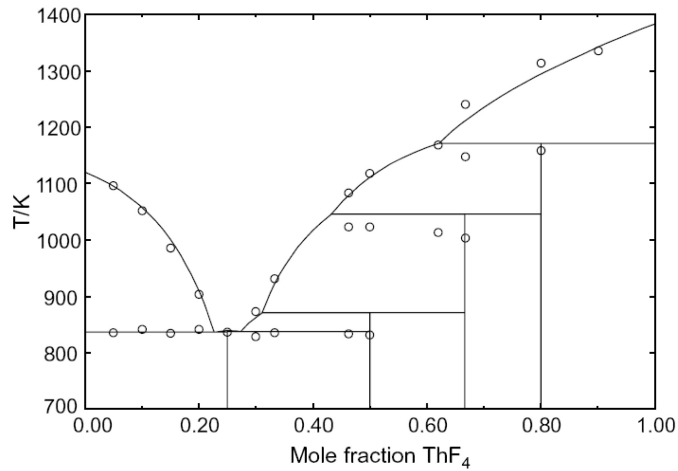


FIG. 2.5 – Diagramme de phase du sel binaire LiF - ThF₄[36]

nant 80% molaire de LiF, plus la proportion choisie de noyaux lourds. Ces sels ayant des points de fusion plus élevés que le sel binaire précédent, il est nécessaire d'y adjoindre un fondant afin d'abaisser la température du point eutectique et de permettre un fonctionnement du réacteur autour de 630°C au minimum. Il peut s'agir, indifféremment d'un point de vue neutronique, de BeF₂, de CaF₂ ou de NaF. Une augmentation de la température moyenne du sel limitée, vers 850 °C, permettrait également de fonctionner sans ajout de fondant, en conservant le sel fluorure binaire LiF-(NL)F₄. Nous nous sommes concentrés sur la première solution dans nos simulations, celle-ci demandant beaucoup plus de développements. La densité du sel prend des valeurs de 3.1 à 4.6 en fonction de la proportion de noyaux lourds dans le sel combustible, avec un coefficient de dilatation valant 10⁻³/°C [37] et connu avec une précision de 20 % seulement.

La couverture fertile enfin, dont l'office est de stopper les neutrons sortant du coeur pour protéger les parties externes du réacteur tout en produisant de l'²³³U, contient un sel fluorure binaire LiF-ThF₄ composé du maximum de thorium possible pour un fonctionnement à 630°C, soit 28% molaire de thorium.

2.3.3 Configuration de l'unité de retraitement

Tous les systèmes de quatrième génération devront expliciter leur cycle de vie complet, notamment tous les éléments nécessaires à leur fonctionnement y compris la fabrication et le retraitement de leur combustible, ainsi que le devenir des déchets générés. Une des caractéristiques importantes des RSF étant la possibilité de retraiter et d'ajuster le combustible sans interrompre le fonctionnement du réacteur, l'étude de la gestion du combustible est effectuée dans ces systèmes conjointement à celles du réacteur même, ces deux parties du système étant plus fortement liées que dans des réacteurs à combustible solide. Nous retrouvons également certains avantages capitaux du combustible liquide, qui permet d'éviter la fabrication de combustible, tout en limitant la quantité de produits de fission dans le réacteur en fonctionnement, et en supprimant la nécessité

d'avoir une réserve de réactivité initiale importante pour assurer la criticité jusqu'au rechargement de combustible neuf suivant.

Les déchets générés en réacteur, hors déchets technologiques associés aux manipulations de matière radioactive et souvent peu actifs, sont de deux sortes : les produits de fission, cendres de la réaction, et les actinides mineurs, créés par capture neutronique sur les noyaux lourds présents dans le sel. Le retraitement associé au TMSR-NM a pour but l'extraction des produits de fission du combustible en limitant au maximum l'extraction des autres composants du sel, tels les actinides mineurs qui doivent rester en coeur pour y être incinérés. Pour ce faire, au-delà du contrôle et de l'ajustement en ligne de la composition et des propriétés (mesures du potentiel redox, de la réactivité, de la température...) du sel combustible, le processus de retraitement du sel est composé de deux grands ensembles (voir figure 2.6) : un système en ligne d'extraction par bullage d'hélium, et un système dédié à l'extraction des autres produits de fission, principalement les lanthanides, situé sur le même site que le réacteur mais effectuant ce retraitement sur de petites quantités de sel combustible extraites du coeur et transportées jusqu'à cette unité de retraitement.

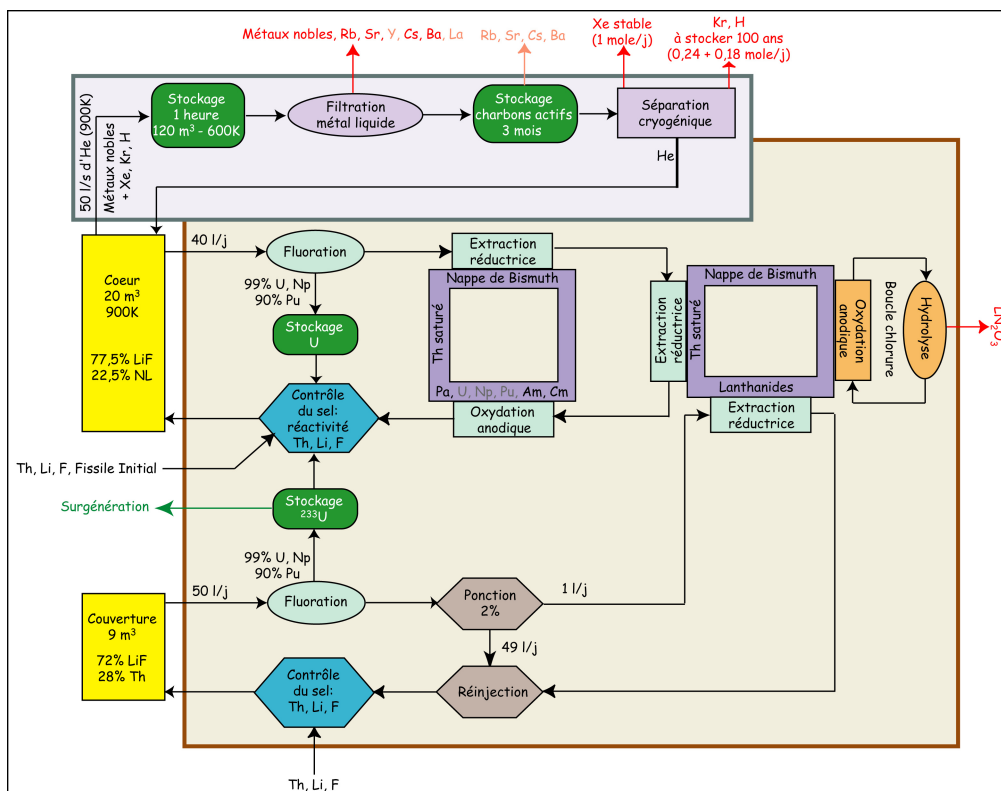


FIG. 2.6 – Schéma du retraitement d'un sel fluorure de TMSR, incluant l'extraction par bullage d'hélium, ainsi que l'unité de retraitement du sel combustible et du sel de couverture

Le système d'extraction gazeuse permet de retirer en ligne les produits de fission gazeux du sel, tels le xénon et le krypton, en des temps caractéristiques inférieurs à la minute, grâce à un bullage d'hélium pouvant être placé sur la partie externe du circuit de sel combustible. D'après les

données d’Oak Ridge sur le MSRE [19], ce bullage extrait également certains métaux nobles et produits de fission non solubles dans le sel. Nous avons considéré dans nos simulations un temps d’extraction de 30 secondes, cependant des calculs ont montré qu’une extraction moins efficace avait peu d’effet sur le comportement du coeur. Ainsi, le taux de régénération d’une configuration de TMSR-NM reste presque constant jusqu’à des temps d’extraction par bullage de l’ordre de quelques jours. Des calculs et expériences dédiés sont nécessaires pour caractériser l’efficacité d’extraction gazeuse, qui dépend de l’interaction entre le sel liquide, les amas métalliques et les bulles de gaz. Certaines de ces études sur le bullage sont menées au LPSC, sur la plateforme PEREN chimique. Le fonctionnement de ce système de bullage est également à étudier, notamment pour déterminer comment séparer les produits de fission du gaz, comment les stocker et purifier le gaz.

Des ponctions journalières de quelques dizaines à quelques centaines de litres de sel permettent d’extraire le reste des produits de fission, principalement constitués des lanthanides. Le dimensionnement de l’unité de retraitement, ajusté sur les nécessités neutroniques, sera fonction de la quantité de sel combustible, et donc majoritairement en masse des noyaux lourds, passant dans l’unité de retraitement par jour. La difficulté du retraitement ne dépend en effet pas de la quantité de produits de fission à retirer, leur production étant fonction seulement de la puissance thermique du réacteur, mais est liée à la quantité de noyaux lourds en solution avec ces produits de fission. La vitesse de retraitement peut s’exprimer indifféremment en kilogrammes de noyaux lourds retraités par jour, en litres de sel combustible retraité par jour, ou en nombre de jours nécessaires pour faire passer les 21 m³ de sel combustible dans l’unité de retraitement, la correspondance entre ces “unités” étant donnée en table 2.2 pour les différentes compositions de sel combustible envisagées dans nos études.

Bien qu’en cours de définition, la plupart des étapes nécessitant des validations expérimentales ou théoriques, le retraitement externe est envisagé en plusieurs phases décrites ci-après et pouvant éventuellement être regroupées ou interverties selon les options chimiques choisies.

La première étape consiste en l’extraction par fluoration de la matière fissile contenue dans le combustible, afin de la réinjecter rapidement dans le coeur. Cela permet de réduire l’inventaire fissile dans le cycle du combustible, tout en évitant d’avoir de la matière fissile dans l’unité de retraitement avec tous les risques spécifiques impliqués, tels la recriticité. Cette fluoration permet d’extraire 99% de U et Np ainsi que 90% de Pu, cette étape pouvant être dupliquée afin d’améliorer l’efficacité d’extraction.

Dans le schéma exposé figure 2.6, le sel restant est envoyé dans un échangeur métal-sel pour extraire les transthoriens par réduction. Ces transthoriens seront réinjectés dans le sel, débarrassé des produits de fission (PF) par l’étape suivante, grâce à une étape électrochimique, avant d’être renvoyés en coeur pour y être incinérés. Le sel est alors stocké quelques mois pour permettre la

| Noyaux lourds dans le sel [%molaire] | Quantité de sel retraité [l/jour] | Durée de retraitement du volume de sel complet [jours] |
|--------------------------------------|-----------------------------------|--|
| 6 | 108 | 190 |
| 7 | 96 | 213 |
| 8 | 88 | 234 |
| 9 | 81 | 254 |
| 10 | 75 | 272 |
| 12.5 | 65 | 314 |
| 15 | 55 | 372 |
| 17.5 | 49 | 420 |
| 20 | 43 | 476 |
| 22.5 | 40 | 518 |
| 25 | 38 | 546 |
| 27.5 | 35 | 584 |

TAB. 2.2 – Equivalence entre les différentes “unités” permettant d’exprimer la vitesse de retraitement chimique du sel combustible, en considérant 100 kg de noyaux lourds retraités par jour, pour les différentes compositions de sel combustible considérées.

décroissance des traces restantes de ^{233}Pa en ^{233}U , qui sera ensuite extrait par fluoration et réinjecté dans le coeur.

Finalement les produits de fissions solubles dans le sel sont extraits dans un deuxième échangeur métal-sel. Toutes ces opérations font appel à la pyrochimie des fluorures [38]. Elles sont du même type que celles parfois envisagées pour le retraitement des combustibles solides de futurs réacteurs à neutrons rapides et donnent donc lieu à de multiples recherches de par le monde.

Enfin un retraitement simplifié du sel contenu dans la couverture fertile, illustré également en bas de la figure 2.6, permet d’extraire l’ ^{233}U produit en six mois, ainsi que les quelques produits de fission présents.

La mise en place de ce schéma de retraitement a fait l’objet de réflexions en interaction notamment avec des collègues du Laboratoire d’Electrochimie et de Chimie Analytique et du Laboratoire de Génie Chimique du CNRS, ainsi que du Service de Chimie des Procédés de Séparation du CEA Marcoule. De nombreuses études et validations sont prévues, tant en France qu’en Europe.

Enfin, le couplage du retraitement avec le réacteur, nécessitant de simuler l’unité de retraitement et le système de bullage avec les outils numériques utilisés à Grenoble, fait l’objet de la thèse de Xavier Doligez débutée à l’automne 2007. Cela permettra d’effectuer des calculs neutroniques en lien avec le retraitement, tels la criticité, la radioactivité et la radiotoxicité dans toutes les parties du système.

2.3.4 Optimisation de l'inventaire fissile initial - Etude de différents spectres neutroniques

L' ^{233}U n'étant pas disponible dans la nature, de même d'ailleurs que le plutonium nécessaire au cycle uranium, les réacteurs basés sur le cycle thorium devront être démarrés soit avec de l' ^{233}U produit dans d'autres réacteurs, soit avec d'autres matières fissiles qui, de fait, ne pourront être que de l'uranium enrichi ou des transuraniens provenant des réacteurs actuels. Il apparaît donc indispensable de réduire autant que possible l'inventaire fissile nécessaire pour démarrer un TMSR-NM. En effet, les études systématiques sur les caractéristiques du TMSR de la thèse de Ludovic Mathieu [3] ont montré que le seul inconvénient des configurations rapides de ce système était leur inventaire fissile élevé.

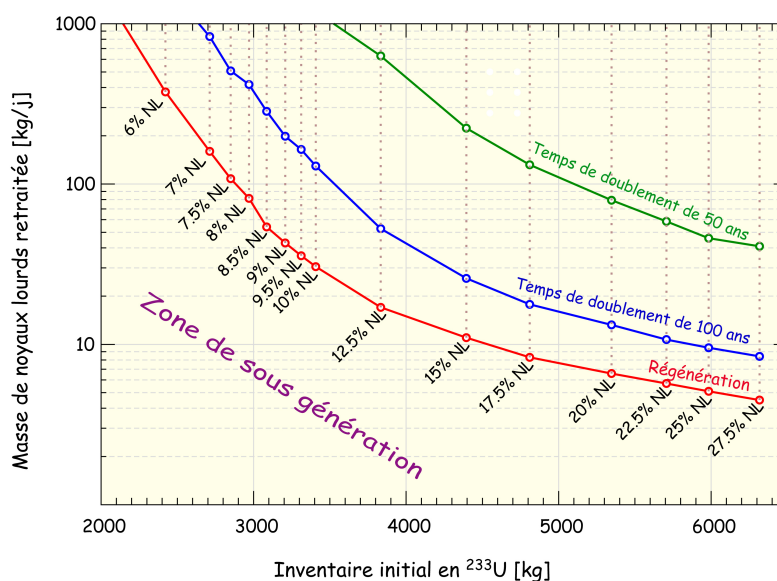


FIG. 2.7 – Masse de noyaux lourds passant dans l'unité de retraitement par jour en fonction de l'inventaire initial d' ^{233}U dans un TMSR-NM, afin d'obtenir la régénération (courbe rouge), un temps de doublement de 100 ans ou un temps de doublement de 50 ans (courbes bleue et verte respectivement), pour des proportions de noyaux lourds dans le sel allant de 6% à 27,5% molaire

Il serait possible de diminuer directement le volume de sel dans le réacteur afin de diminuer l'inventaire fissile, mais le volume choisi semble être un minimum pour assurer l'évacuation de la chaleur dans les échangeurs. De plus, diminuer le volume de sel reviendrait à diminuer la taille du cœur et donc à favoriser les fuites de neutrons, dégradant la capacité de régénération des TMSR. La solution envisagée consiste à diminuer l'inventaire fissile nécessaire pour démarrer de tels réacteurs en réduisant la proportion de noyaux lourds dans le sel sans diminuer le volume total de sel. Cela revient à décorrélérer la fonction de combustible remplie par les noyaux lourds de la fonction de caloporteur remplie plus particulièrement par les noyaux légers du sel. Par ailleurs, réduire la proportion de noyaux lourds revient à augmenter la proportion de noyaux légers qui vont thermaliser le spectre neutronique mais aussi augmenter les captures neutroniques parasites. Ce paramètre

de proportion de noyaux lourds dans le sel en coeur sert donc à ajuster le spectre neutronique dans le réacteur, le sel ayant ainsi une triple fonction de combustible, caloporteur et modérateur.

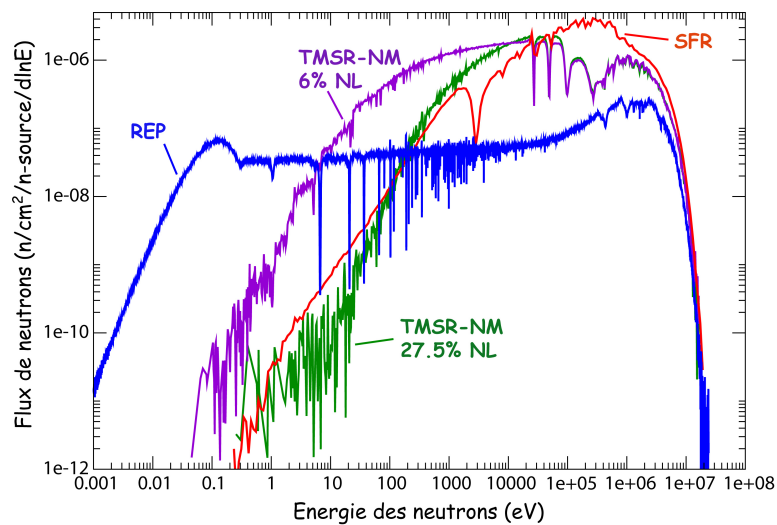


FIG. 2.8 – Spectre neutronique de deux configurations de TMSR-NM (6% et 27.5% de noyaux lourds dans le sel combustible) comparés au spectre thermique d'un réacteur à eau pressurisée (REP) et au spectre d'un réacteur à neutrons rapides caloporté au sodium (SFR)

Pour chaque proportion de noyaux lourds allant de 6% à 27,5% molaire, nous avons étudié le taux de régénération obtenu en fonction de la quantité de noyaux lourds retraitée par jour. La figure 2.7 présente la quantité de noyaux lourds transitant par jour dans l'unité de retraitement en fonction de l'inventaire initial nécessaire pour obtenir soit la régénération, soit la production d'un inventaire initial en 100 ans (appelé temps de doublement réacteur de 100 ans), soit encore la production d'un inventaire initial en 50 ans. Cette représentation permet de visualiser simultanément trois paramètres essentiels dans la définition d'un TMSR-NM, à savoir le dimensionnement de l'unité de retraitement, la capacité de déploiement de la filière, et la régénération obtenue.

La zone située sous la ligne rouge représente la région de sous-génération à éviter pour un concept de quatrième génération qui doit être au moins régénératif de son propre combustible. L'inventaire initial en ^{233}U nécessaire pour rendre le réacteur critique va de 2400 kg pour une proportion de noyaux lourds de 6% molaire dans le sel, jusqu'à 6300 kg pour la plus large proportion de noyaux lourds considérée, 27.5% molaire. La variation correspondante du spectre neutronique est représentée figure 2.8, allant de relativement thermalisé à rapide comparé à un réacteur à eau pressurisée ou à un réacteur à neutrons rapides caloporté au sodium.

2.3.5 Caractéristiques d'une configuration typique de TMSR-NM

Les configurations de TMSR-NM comportant les plus larges proportions de noyaux lourds dans le sel combustible, correspondant à un spectre neutronique rapide, sont les plus prometteuses

pour l'avenir du concept, d'une part pour des raisons de déploiement et de possibilités d'utilisation d'autres matières fissiles (voir chapitre 3), d'autre part car elles permettent d'utiliser un sel fluorure binaire sans nécessité de montée en température ou d'ajout de fondant. Nous allons ainsi détailler ici les caractéristiques d'un TMSR-NM contenant 22.5% molaire de noyaux lourds et retraité en 518 jours (soit 40 litres de sel combustible ou 100 kg de noyaux lourds retraités par jour).

2.3.5.1 Evolution du réacteur

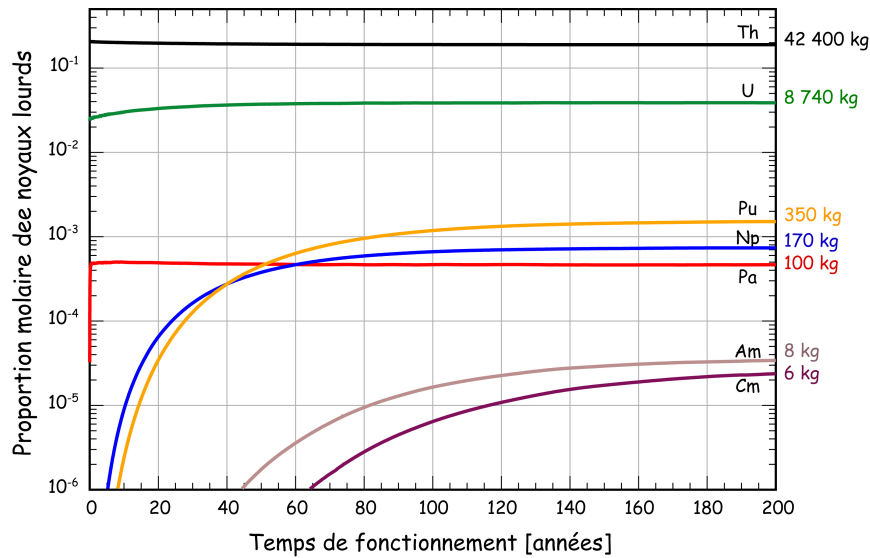


FIG. 2.9 – Inventaire des noyaux lourds présents dans le sel combustible en proportion molaire durant le fonctionnement d'un TMSR non modéré contenant 22.5% molaire de noyaux lourds, pour un retraitement du coeur en 580 jours.

Dans une telle configuration de TMSR, l'inventaire initial de noyaux lourds est composé de 5700 kg d' ^{233}U et de 46 tonnes de ^{232}Th . La figure 2.9 représente l'évolution de cet inventaire de noyaux lourds tout au long du fonctionnement du réacteur jusqu'à l'équilibre, tandis que le tableau 2.3 détaille cet inventaire à l'équilibre isotope par isotope ainsi que les sections efficaces de capture et de fission associées. La quantité totale de noyaux lourds étant maintenue constante, la part de thorium baisse de 46 à 42.4 tonnes avec l'apparition d'actinides mineurs créés par réactions nucléaires dans le combustible, principalement du plutonium, du neptunium et du protactinium, plus un peu d'américium et de curium. La proportion totale d'actinides mineurs reste faible dans le sel comparativement aux réacteurs basés sur le cycle uranium, autour du pourcent seulement à l'équilibre.

| Z | A | I | Inventaire (kg) | Capture (barns) | Fission (barns) |
|----|-----|---|-----------------|-----------------|-----------------|
| 90 | 228 | 0 | 0,367149500 | 0,892 | 0,016 |
| 90 | 229 | 0 | 0,232832800 | 3,070 | 1,093 |
| 90 | 230 | 0 | 2,236582000 | 0,588 | 0,029 |
| 90 | 231 | 0 | 0,011000040 | | |
| 90 | 232 | 0 | 42380,910000000 | 0,608 | 0,010 |
| 91 | 231 | 0 | 12,011640000 | 5,797 | 0,190 |
| 91 | 232 | 0 | 0,013168140 | | |
| 91 | 233 | 0 | 92,463630000 | 2,585 | 0,064 |
| 92 | 232 | 0 | 14,918680000 | 1,354 | 3,250 |
| 92 | 233 | 0 | 5455,300000000 | 0,493 | 4,159 |
| 92 | 234 | 0 | 2028,752000000 | 1,219 | 0,253 |
| 92 | 235 | 0 | 587,417000000 | 1,112 | 3,109 |
| 92 | 236 | 0 | 648,169300000 | 0,908 | 0,105 |
| 92 | 237 | 0 | 0,572272800 | 1,353 | 0,558 |
| 92 | 238 | 0 | 0,914595700 | 0,792 | 0,042 |
| 93 | 236 | 0 | 0,010471130 | 1,040 | 4,434 |
| 93 | 237 | 0 | 168,270500000 | 3,252 | 0,257 |
| 93 | 238 | 0 | 0,166971600 | | |
| 93 | 239 | 0 | 0,000268267 | 4,179 | 0,309 |
| 94 | 236 | 0 | 0,000137008 | | |
| 94 | 237 | 0 | 0,000543831 | | |
| 94 | 238 | 0 | 185,695700000 | 1,546 | 1,251 |
| 94 | 239 | 0 | 75,214750000 | 1,334 | 2,511 |
| 94 | 240 | 0 | 63,174740000 | 1,309 | 0,337 |
| 94 | 241 | 0 | 13,050450000 | 0,922 | 4,058 |
| 94 | 242 | 0 | 11,079690000 | 1,009 | 0,222 |
| 94 | 244 | 0 | 0,000002256 | 0,706 | 0,194 |
| 95 | 240 | 0 | 0,000000095 | | |
| 95 | 241 | 0 | 4,416170000 | 3,547 | 0,254 |
| 95 | 242 | 0 | 0,001359336 | 0,310 | 1,964 |
| 95 | 242 | 1 | 0,176307000 | 1,119 | 7,604 |
| 95 | 243 | 0 | 3,371197000 | 3,119 | 0,205 |
| 95 | 244 | 0 | 0,001467938 | | |
| 96 | 242 | 0 | 0,267255200 | 0,942 | 0,154 |
| 96 | 243 | 0 | 0,042582920 | 0,625 | 4,667 |
| 96 | 244 | 0 | 3,322760000 | 1,696 | 0,370 |
| 96 | 245 | 0 | 1,089671000 | 0,597 | 4,547 |
| 96 | 246 | 0 | 0,670803600 | 0,546 | 0,243 |
| 96 | 247 | 0 | 0,133921300 | 0,604 | 1,910 |
| 96 | 248 | 0 | 0,062983930 | 0,654 | 0,281 |
| 97 | 247 | 0 | 0,000000008 | | |
| 97 | 248 | 0 | 0,000000099 | | |
| 97 | 249 | 0 | 0,001629069 | 3,141 | 0,172 |
| 98 | 249 | 0 | 0,006498153 | 0,949 | 4,047 |
| 98 | 250 | 0 | 0,002839607 | 1,510 | 0,610 |
| 98 | 251 | 0 | 0,000932437 | 0,744 | 3,328 |
| 98 | 252 | 0 | 0,000073687 | 0,585 | 1,091 |
| 98 | 253 | 0 | 0,000000110 | 0,775 | 2,548 |
| 98 | 254 | 0 | 0,000000001 | | |
| 99 | 253 | 0 | 0,000000125 | 1,245 | |
| 99 | 254 | 0 | 0,000000006 | | |

TAB. 2.3 – Inventaire en noyaux lourds et sections efficaces associées à l'équilibre pour un TMSR-NM contenant 22.5 % molaire de noyaux lourds et retraité en 518 jours

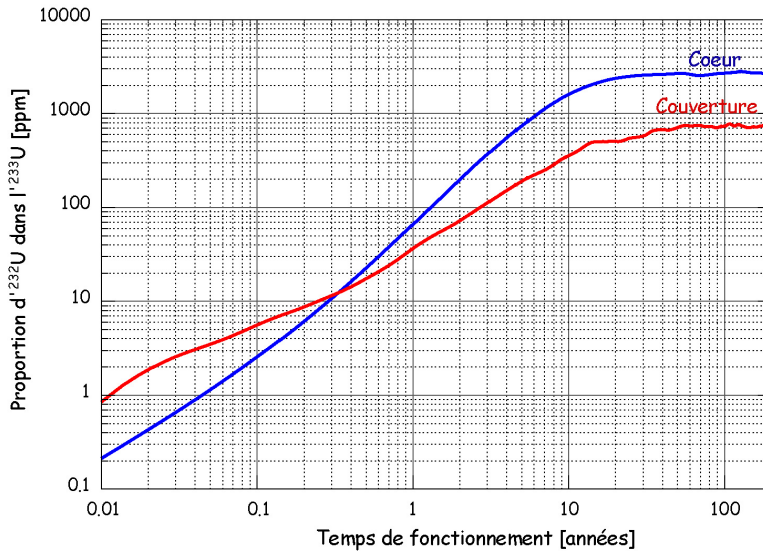


FIG. 2.10 – Proportion d' ^{232}U mélangé à l' ^{233}U dans le sel du coeur et de la couverture fertile.

Des taux intéressants de surgénération, autour de 1.15, sont atteints pour cette configuration de TMSR-NM avec des vitesses de retraitement du coeur entre 50 et 200 kg de noyaux lourds par jour, soit des taux de retraitement réalistes. Comme illustré sur la figure 2.11, la production d' ^{233}U varie peu en fonction de ce retraitement, la surgénération ayant lieu principalement dans la couverture fertile, tandis que le coeur est régénérateur. Ici, pour une vitesse de retraitement variant de 100 à 50 kg par jour, la production d' ^{233}U ne baisse que de 125 à 120 kg par an, soit une diminution de 4% seulement pour un retraitement deux fois plus lent.

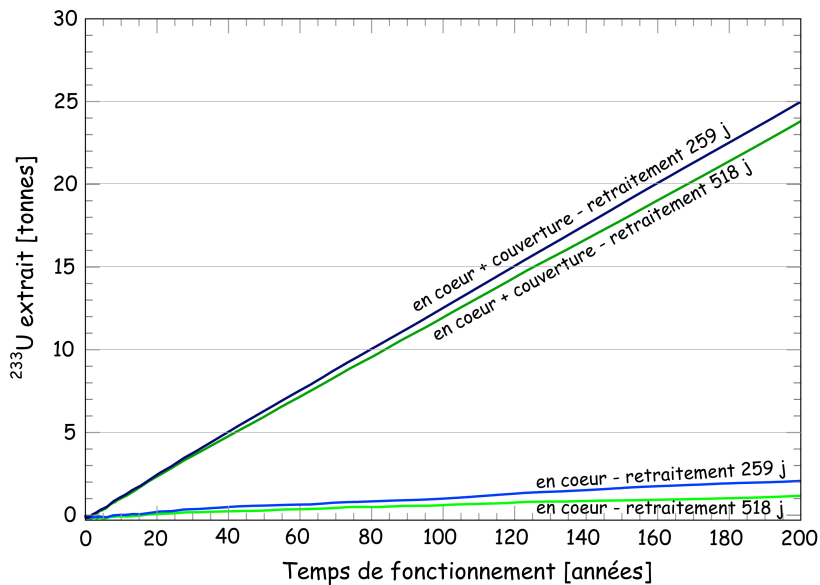


FIG. 2.11 – Production d' ^{233}U totale et en coeur seulement, dans un TMSR-NL contenant 22.5% de noyaux lourds et retraité en 259 jours ou 518 jours

2.3.5.2 Dommage aux matériaux

L'irradiation par les neutrons modifie les propriétés physico-chimiques des matériaux de structure du coeur. Ces dommages aux matériaux irradiés proviennent de deux effets, détaillés ci-dessous : d'une part les déplacements d'atomes, d'autre part les réactions nucléaires provoquant l'apparition de gaz (He, H) dans le matériau.

| Ni | W | Cr | Mo | Fe | Ti | C | Mn | Si | Al | B | P | S |
|--------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| 85.130 | 7.217 | 5.790 | 0.532 | 0.457 | 0.213 | 0.212 | 0.186 | 0.182 | 0.038 | 0.024 | 0.016 | 0.003 |

TAB. 2.5 – Composition de l'alliage nickel constituant les réflecteurs axiaux et la structure de la couverture fertile, en proportion molaire.

Un des avantages des réacteurs à sels fondus tient à ce que nous n'avons pas ici à étudier les dommages au combustible ni à son support, contrairement aux cas des réacteurs à combustible solide. Nous avons ainsi calculé ces dommages pour les matériaux situés au plus près du coeur et donc subissant le plus d'irradiation, les réflecteurs axiaux et radiaux. Ces réflecteurs sont composés d'un alliage innovant à base de nickel, de tungstène et de chrome [34], dont la composition molaire est donnée en table 2.5.

Déplacements d'atomes Les neutrons rapides² peuvent éjecter certains noyaux d'un matériau hors de leur site d'équilibre. Une énergie seuil E_d , caractéristique du matériau³, est nécessaire pour provoquer un déplacement. Par diffusion élastique, ces noyaux éjectés perdent dans le matériau une énergie moyenne E_o appelée énergie de dommage, créant à leur tour une cascade de déplacements par collision avec d'autres noyaux jusqu'à ce que l'énergie restante soit trop faible. L'efficacité de déplacement d'atomes est notée κ et est évalué à 80%. Le nombre N_d de déplacements d'atomes dans le matériau, dus à cette énergie E_o , s'exprime alors comme [39] :

$$N_d = \frac{\kappa E_o}{2 E_d} \quad (2.5)$$

Ces déplacements résultent en la création de défauts ponctuels dans le matériau, sous la forme d'atomes manquants (lacunes) ou supplémentaires (interstitiels) à parts égales dans le réseau cristallin. Ce phénomène, dépendant de nombreux facteurs tels la dose de rayonnement et le spectre neutronique, est exprimé en dpa (pour "déplacement par atome"), unité représentant le nombre de fois où un atome est déplacé pour une fluence donnée. A partir de l'équation 2.5, ce taux de déplacement par atome noté τ_d peut être calculé en connaissant le flux de neutrons Φ dans le matériau considéré et la section efficace moyenne σ_e de production de l'énergie E_o :

$$\tau_d = \frac{\kappa E_o \sigma_e \Phi}{2 E_d} \quad (2.6)$$

²Neutrons d'énergie supérieure à 100 keV

³ E_d vaut 25 eV pour l'aluminium, 40 eV pour le nickel et 90 eV pour le tungstène [39]

Le flux de neutrons, connu dans chaque cellule du réacteur simulé par le code de neutronique MCNP couplé au code REM, vaut environ $1.96 \cdot 10^{20} n/cm^2$ dans un TMSR-NM. Le produit $E_o \sigma_e$ est directement calculé dans nos simulations grâce à l'utilisation conjointe de NJOY et de MCNP, via la section efficace MT444. $E_o \sigma_e$ est donné en *barns · MeV*. Le taux de déplacement est alors calculé en utilisant la formule 2.6 avec $\kappa = 80\%$ et $E_d = 40$ eV pour un alliage à base de nickel [39] :

$$\tau_d = \frac{0.8 \text{ MT444} \times 10^6 \times 10^{-24} \times 1.96 \cdot 10^{20}}{2 \cdot 40} = 1.96 \times \text{MT444 dpa/s} = 6.185 \cdot 10^7 \text{ MT444 dpa/an} \quad (2.7)$$

Les taux de déplacements par atome que nous obtenons sont représentés sur les figures 2.12 et 2.13 respectivement pour les réflecteurs axiaux et radiaux. Plus précisément, les dommages subis par les réflecteurs axiaux sont présentés en fonction de la position par rapport au centre du coeur, et pour plusieurs profondeurs dans le réflecteur. Les taux de déplacements par atome vont jusqu'à 0.4 dpa par an dans l'axe du coeur, le maximum étant atteint dans la couche de réflecteur en contact direct avec le sel combustible.

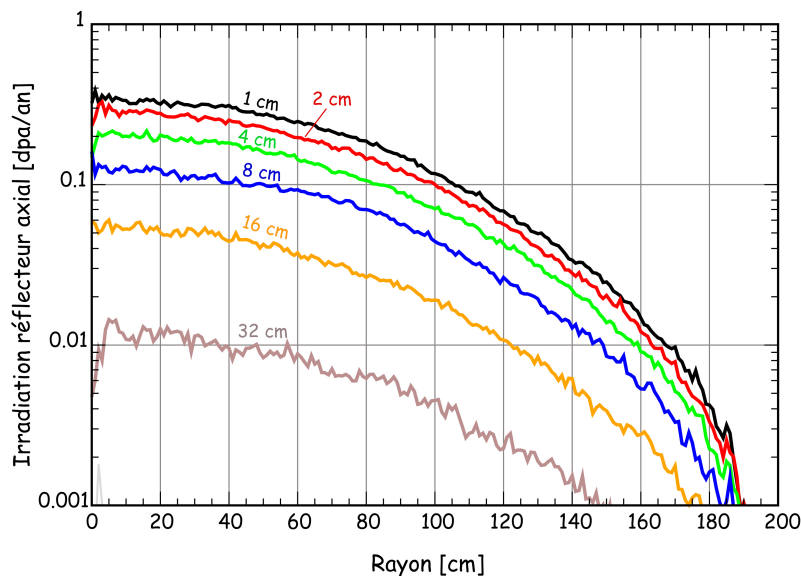


FIG. 2.12 – Dommages d'irradiation calculés pour les réflecteurs axiaux en fonction du rayon à partir du centre du coeur, pour différentes profondeurs dans ce réflecteur

Les dommages causés au réflecteur radial ont été calculés dans le matériau de structure de la couverture, cette fois en fonction de la position axiale du matériau (la hauteur zéro correspondant au milieu du coeur) et toujours pour plusieurs profondeurs dans le réflecteur. Le taux maximal de déplacement par atome s'élève ici 0.3 dpa par an. L'effet du plénum supérieur est visible à droite de la figure 2.13, menant à l'irradiation par le haut des couches les plus profondes de la couverture et donc à l'accroissement des taux de déplacements par atome de ces zones du réflecteur.

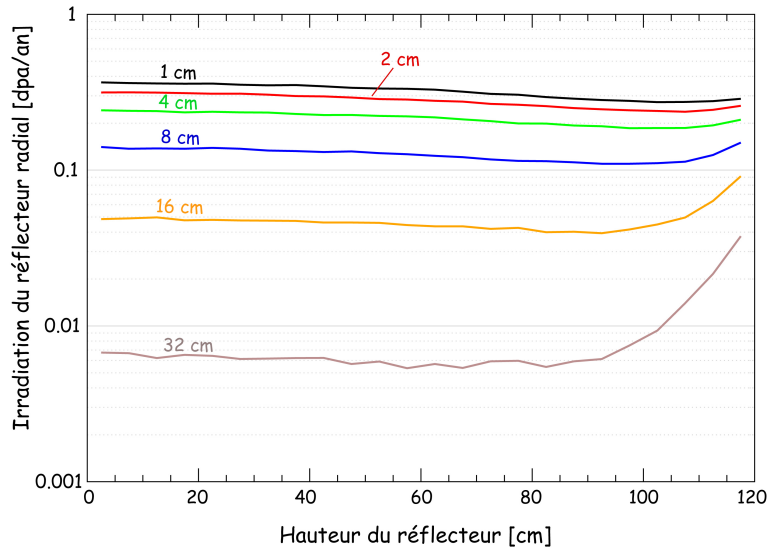
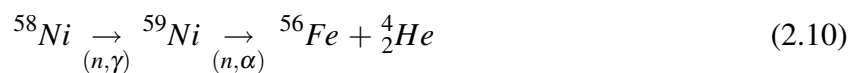


FIG. 2.13 – Dommages d’irradiation aux matériaux constituant le réflecteur radial (NiCrW) en fonction de la hauteur en coeur, évalués à différentes profondeurs dans ce réflecteur

Réactions nucléaires et production d’hélium Certains noyaux peuvent également capturer des neutrons. Les réactions (n,α) et (n,p) conduisent ainsi à la formation respectivement d’hélium et d’hydrogène qui vont changer les propriétés du matériau, soit en précipitant pour former des bulles soit en modifiant la composition chimique du matériau. La température de fonctionnement du TMSR étant élevée, les 125 mg/an/m^3 d’hydrogène produits vont diffuser dans le matériau sans former de bulles, contrairement à l’hélium qui est immobile par rapport aux mouvements des interstitiels et des vides. La concentration d’He dans le matériau est donc directement déterminée par le taux de production d’He par réaction nucléaire. Classiquement, cette production en He est dépendante des contenus en bore et en nickel de l’alliage constituant le matériau de structure, l’hélium étant produit via les trois réactions suivantes :



La réaction 2.8 est dominante avec un spectre de neutrons thermique, sa section efficace atteignant jusqu’à plus de 3800 barns (voir figure 2.14 courbe noire). La production à partir du nickel, par les voies 2.9 et 2.10, a lieu surtout avec des neutrons rapides du fait des résonances de la section efficace ${}^{58}\text{Ni}(n,\gamma){}^{59}\text{Ni}$ (voir figure 2.14 courbe rouge), sa section efficace ne s’élevant cependant qu’à 4 barns en moyenne au maximum. Aussi les quantités d’He produites sont-elles beaucoup plus

importantes, et par conséquent leurs effets plus graves, dans les réacteurs à spectre thermique que dans les réacteurs à spectre rapide.

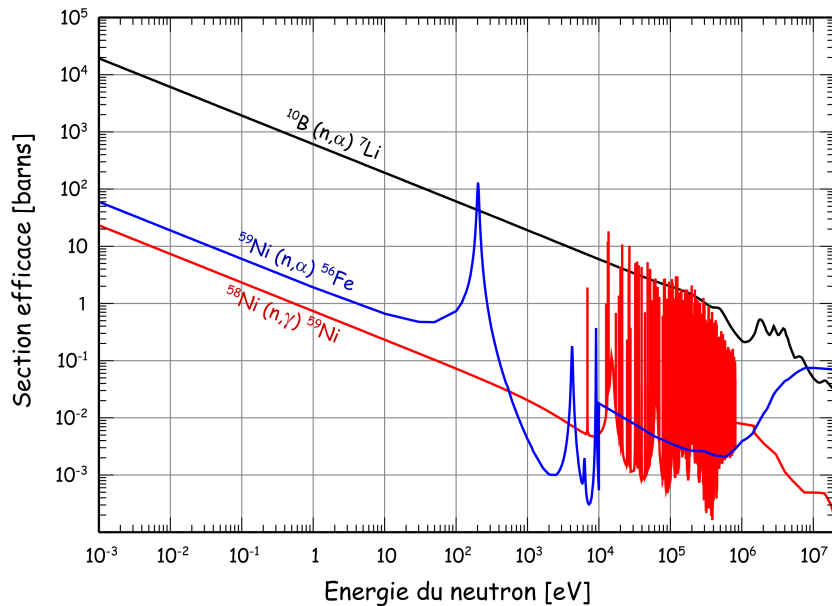


FIG. 2.14 – Sections efficaces menant à la production d’hélium dans l’alliage à base de nickel du TMSR-NM

A partir de la composition de l’alliage constituant le matériau de structure (voir table 2.5), nous avons évalué la production d’He dans nos simulations d’un TMSR-NM contenant 22.5% de noyaux lourds. Cette production s’élève effectivement à seulement 45 mg/an/m³ provenant du nickel et 116 mg/an/m³ provenant du bore. Cette production à partir du bore se produit uniquement en début de vie pour les réacteurs thermiques, le bore étant consommé rapidement. Dans notre cas, la moitié du bore disparaît en 200 ans. Au contraire, la production d’He à partir du nickel reste stable sur toute la durée de vie du réacteur. Au total la production d’He dans le matériau de structure du TMSR-NM s’élève à 160 mg/m³/an, soit 0.2 ppm atomique ou 0.02 ppm massique. Ces quantités sont nettement plus faibles que ce qui est attendu dans les gaines de combustible des réacteurs à neutrons rapides en combustible solide par exemple, au moins un ordre de grandeur plus faible.

L’effet des atomes d’He est d’augmenter le taux de nucléation de vide en diminuant le rayon critique des embryons de vide stables, menant à l’augmentation du nombre de bulles dans le solide concerné. Cependant du fait de la température élevée du réacteur par rapport à leur température de fusion, les matériaux endommagés auront ici davantage tendance à se déformer plutôt qu’à casser, ce qui sera à prendre en compte dans les études de sûreté et d’accidents.

2.3.6 Variante de configuration : suppression de la couverture fertile

Traditionnellement, la présence de zones fertiles dédiées à la production de matière fissile dans un réacteur, telle la couverture fertile entourant le coeur du TMSR, semble soulever des

interrogations quant à la non-prolifération, au niveau de sûreté et à la complexification induite sur le système. Aussi avons nous mené une étude systématique afin d'évaluer les performances régénératrices de TMSR-NM sans couverture fertile, celle-ci étant remplacée par un réflecteur massif du même alliage nickel que les réflecteurs axiaux. Ceci constitue la seule modification apportée à la géométrie du réacteur dans le cadre de cette étude.

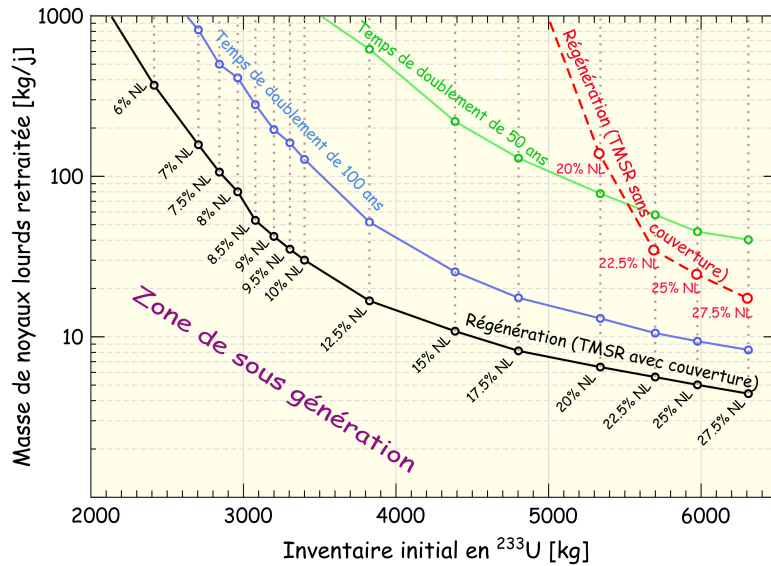


FIG. 2.15 – Masse de noyaux lourds passant dans l'unité de retraitement par jour en fonction de l'inventaire initial d' ^{233}U pour différentes configurations de TMSR-NM avec ou sans couverture fertile

La courbe rouge (en haut à droite) de la figure 2.15 présente les capacités de retraitement nécessaires pour obtenir des configurations régénératrices de TMSR-NM sans couverture fertile, ces résultats étant à comparer aux retraitements nécessaires pour obtenir la régénération dans un TMSR-NM avec couverture (courbe noire).

En conclusion de cette étude, les configurations sans couverture contenant plus de 20% molaire de noyaux lourds, donc en spectre neutronique rapide, réussissent à régénérer leur inventaire initial avec des capacités de retraitement réalistes, soit moins de quelques centaines de kilogrammes de noyaux lourds retraités par jour.

Bien que le TMSR-NM permette d'atteindre la régénération sans couverture fertile, il est nécessaire de s'interroger sur l'intérêt d'une telle modification du coeur. Nous allons pour cela considérer les trois points d'interrogation soulevés par la présence d'une couverture fertile dans le réacteur : la prolifération, la sûreté et la complexification du système. Tout d'abord, comme nous l'avons déjà évoqué en détail au paragraphe 2.3.5.1, l' ^{233}U produit dans la couverture fertile d'un TMSR est accompagné d' ^{232}U , ceci répondant à la question de la non-prolifération : il serait certes toujours possible d'utiliser cette matière fissile à des fins terroristes, cependant l'enrichissement direct de l'uranium naturel serait alors tout aussi efficace, moins dangereux et plus aisé.

Concernant les aspects de sûreté, les risques additionnels dus à la présence de la couverture fertile consistent en la vidange de cette couverture, soit hors du coeur dans la cuve, soit par mélange avec le sel combustible. Ces deux accidents, évalués au paragraphe 2.4.1.3, mènent tous deux à une baisse de réactivité du coeur.

Enfin, concernant la complexification du système, trois points doivent être pris en compte : le dimensionnement du retraitement, les dommages subis par les matériaux de structure de cette couverture, et le fait d'avoir un sel fertile à gérer en plus. La figure 2.15 montre que les capacités de retraitement du système doivent être augmentées d'un facteur 3 (configuration contenant 27.5% de noyaux lourds) à 10 (configuration contenant 20% de noyaux lourds) pour atteindre le même niveau de régénération, ce qui ne constitue pas une simplification de fonctionnement. Nous avons vu au paragraphe 2.3.5.2 que les dommages subis par le matériau de structure de la couverture n'excèdent pas 0.4 dpa par an, ne nécessitant pas a priori de changement de ce matériau pour une durée de vie du réacteur de 50 à 60 ans. Enfin, la gestion du sel fertile, statique, ainsi que son retraitement, sont plus simples que ceux du sel combustible. La configuration de TMSR-NM la plus prometteuse étant celle contenant 22.5% de noyaux lourds dans le sel combustible, il serait alors nécessaire d'avoir deux circuits de retraitement distincts, le sel fertile, contenant 28% molaire de noyaux lourds dans nos études, étant de composition différente. Ceci pourrait être aisément arrangé en utilisant un sel fertile composé de 22.5% de noyaux lourds également, pratiquement sans dégradation du taux de régénération du système puisque la production d' ^{233}U diminue alors de largement moins qu'1 %.

La figure 2.15 peut également être interprétée en fixant le dimensionnement de l'unité de retraitement, donc vitesse de retraitement, à une valeur réaliste et en comparant les performances des différentes configurations de TMSR-NM sans couverture. Ainsi, en considérant un retraitement a priori faisable de 100 kg de noyaux lourds par jour, il est évident que la configuration contenant 20% de noyaux lourds n'est pas régénératrice. Par contre, toutes les configurations de TMSR-NM contenant plus de 22.5% de noyaux lourds sont largement régénératrices avec un tel retraitement. Ainsi le TMSR-NM contenant 22.5% de noyaux lourds est régénérateur à partir d'un retraitement d'environ 40 kg de noyaux lourds par jour (donc un retraitement de tout le coeur en 1300 jours), a fortiori avec le retraitement pris en exemple ici de 100 kg de noyaux lourds par jour.

En conclusion, en cas de déploiement important d'une telle filière, une forte surgénération et donc la présence d'une couverture fertile seront indispensables. Par contre des réacteurs simplement régénérateurs seront ensuite suffisants en régime de croisière, le plus simple étant alors d'utiliser des TMSR-NM sans couverture. Actuellement, nos études concernent surtout les possibilités de transitoires vers le cycle thorium, et le déploiement optimal d'une filière de réacteurs à sels fondus. Aussi, après avoir vérifié que le TMSR-NM est un concept assez souple et robuste pour permettre de supprimer la couverture fertile sans perdre ses avantages, nous allons garder,

pour la suite des études présentées dans ce document, le concept TMSR-NM avec couverture, et donc la géométrie complète présentée en figure 2.2.

2.4 Evaluation du niveau de sûreté déterministe du TMSR

Les réacteurs à sels fondus sont caractérisés par des avantages intéressants du point de vue de la sûreté, autant durant le fonctionnement normal qu'en situation accidentelle. Ces avantages sont dus en grande partie à la forme liquide du combustible : absence de haute pression en coeur, combustible stable vis-à-vis de l'irradiation, aucun risque de fonte du coeur, aucune fabrication du combustible nécessaire, aucune réserve de réactivité nécessaire au démarrage, aucun risque de perte du caloporteur sans perte du combustible, proportion de produits de fission dans le combustible constamment faible, et enfin possibilité de stopper la réaction en chaîne en vidangeant le coeur dans un ou plusieurs réservoirs séparés et prévus à cet effet.

Cependant, la technologie de ces réacteurs est fondamentalement différente de celles des réacteurs à combustible solide, aussi les risques associés doivent être évalués en tenant compte des spécificités de ces systèmes, tels la présence de matière fissile dans les pompes et les échangeurs. Une telle étude de sûreté complète et novatrice nécessite le couplage d'un grand nombre de disciplines, parmi lesquelles la neutronique, la thermohydraulique, les sciences des matériaux et de l'ingénieur, les outils d'analyses de sûreté déterministes et probabilistes. Nous nous concentrerons ici sur notre champ de compétence, la neutronique, avec le calcul des paramètres de sûreté du TMSR-NM tels les coefficients de contre-réaction et la fraction de neutrons retardés, l'évaluation des réserves de réactivité, ainsi que l'impact de ces paramètres sur le fonctionnement du coeur. Cela correspond à une analyse de la sûreté déterministe, ou stabilité, du réacteur lors de plusieurs transitoires simples, tels l'insertion de réactivité et la perte de refroidissement que nous étudierons aux paragraphes 2.4.2.2 et 2.4.2.4. Enfin nous verrons en quoi la grande stabilité du TMSR-NM permet de le piloter par la puissance et de le contrôler par la mesure de sa température de fonctionnement.

2.4.1 Paramètres de sûreté et réserves de réactivité

2.4.1.1 Fraction de neutrons retardés

Les neutrons retardés représentent une faible proportion, de l'ordre de quelques pour mille, des neutrons émis par une fission. Cette fraction de neutrons retardés est notée β . Ces neutrons sont émis jusqu'à quelques dizaines de secondes après la fission suite à la décroissance bêta de l'un des produits de fission. Sans eux, les temps caractéristiques de variation de la puissance d'un réacteur s'étendraient de quelques microsecondes à quelques millisecondes, rendant tout pilotage du réacteur impossible.

La fraction de neutrons retardés dépend des produits de fission créés, précurseurs de ces neutrons retardés, donc de la composition fissile du réacteur ainsi que, dans une moindre mesure, du type de spectre neutronique. Les neutrons retardés ayant en moyenne une énergie plus faible (800 keV) que les neutrons prompts, ils seront plus “efficaces” pour la fission de l’uranium, cela étant pris en compte dans l’évaluation de la fraction de neutrons retardés effective β_{eff} .

Pour une composition donnée du réacteur, le code de neutronique MCNP permet de calculer le coefficient de multiplication k en tenant compte ou non des neutrons retardés. La différence entre ces deux valeurs correspond à la fraction de neutrons retardés effective, calculée ainsi à 362 ± 2 pcm pour le TMSR-NM à l’équilibre. Cette valeur dépend peu de la composition du sel combustible et de la configuration de TMSR-NM fonctionnant en cycle Th/ ^{233}U .

| Groupe | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
|------------------------------|------------------|------------------|------------------|------------------|------------------|------------------|------------------|
| Précurseurs | ^{87}Br | ^{137}I | ^{88}Br | ^{93}Rb | ^{139}I | ^{91}Br | ^{96}Rb |
| Demi-vie | 55.9 s | 24.5 s | 16.4 s | 5.85 s | 2.3 s | 0.54 s | 0.199 s |
| | Abondances | | | | | | |
| ^{233}U (rapide) | 0.0788 | 0.1666 | 0.1153 | 0.1985 | 0.3522 | 0.0633 | 0.0253 |
| ^{233}U (thermique) | 0.0787 | 0.1723 | 0.1355 | 0.1884 | 0.3435 | 0.0605 | 0.0211 |
| ^{235}U (rapide) | 0.0339 | 0.1458 | 0.0847 | 0.1665 | 0.4069 | 0.1278 | 0.0344 |
| ^{235}U (thermique) | 0.0321 | 0.1616 | 0.0752 | 0.1815 | 0.3969 | 0.1257 | 0.0270 |
| Valeur moyenne | 0.0742 | 0.1679 | 0.1209 | 0.1915 | 0.3533 | 0.0684 | 0.0240 |

TAB. 2.6 – Abondance et demi-vie des familles de précurseurs de neutrons retardés pour l’ ^{233}U et l’ ^{235}U [42]

Pour nos études de sûreté (section 2.4.2), nous avons utilisé les sept groupes de précurseurs dont les caractéristiques sont données dans le tableau 2.6. Nous nous sommes basés sur les données de la NEA [42], en considérant que 90% des fissions sont dues à l’ ^{233}U et 10% à l’ ^{235}U dans le TMSR-NM à l’équilibre. La proportion de neutrons retardés du groupe i (i allant de 1 à 7) s’exprime comme :

$$(\beta_i)_{coeur} = (\beta_i)_{^{233}\text{U}} P_{^{233}\text{U}} + (\beta_i)_{^{235}\text{U}} P_{^{235}\text{U}} \quad (2.11)$$

avec P_U la proportion de neutrons de fission issus d’une fission du noyau U et $(\beta_i)_U$ la fraction de neutrons retardés du groupe i pour ce noyau U . Les valeurs utilisées pour nos études de sûreté (section 2.4.2) sont résumées en dernière ligne du tableau 2.6.

Dans le cas d’un réacteur à sels fondus, les produits de fission sont entraînés par la circulation de sel, entre l’instant de la fission et celui de la décroissance β . Le sel combustible effectuant un tour complet du circuit primaire en quelques secondes, certains neutrons retardés seront donc émis hors du réacteur, ce qui revient à réduire la proportion de neutrons retardés en coeur. Nous

avons évalué la borne inférieure de fraction de neutrons retardés en coeur en considérant comme perdus une proportion de neutrons retardés égale au volume de sel combustible circulant hors du coeur, soit un tiers du volume de sel primaire. Nous considérons ainsi que nous perdons un tiers de la fraction totale de neutrons retardés calculée précédemment, soit 120 pcm, avec une fraction utile de neutrons retardés $\beta_{eff}=240$ pcm. Il conviendra de simuler l'ensemble du transport et de la décroissance des précurseurs, en couplant la neutronique et la thermohydraulique, pour modéliser complètement cette perte de neutrons retardés. Cependant, seuls les précurseurs de durée de vie plus longue que le temps de circulation émettent en fait un tiers des neutrons retardés, tandis que les précurseurs de durée de vie plus courte (environ 41% des précurseurs) émettent leurs neutrons retardés davantage en coeur. Aussi notre évaluation revient à sous-estimer la valeur de β_{eff} , et donc à pénaliser les analyses de sûreté que nous allons faire.

2.4.1.2 Coefficients de contre réaction

Présentation et méthode de calcul Les coefficients de contre-réaction ou coefficients de température, notés dk/dT , représentent la variation de la réactivité (notée dk) du réacteur en fonction d'une variation de la température (dT). Ils doivent être négatifs pour assurer la stabilité intrinsèque du réacteur en fonctionnement et donc la sûreté passive, la réaction en chaîne devant être freinée si la température du réacteur augmente. Le coefficient total de température peut être vu comme la somme de trois contributions :

$$\left(\frac{dk}{dT}\right)_{Totale} = \left(\frac{dk}{dT}\right)_{Echauffement\ du\ sel} + \left(\frac{dk}{dT}\right)_{Dilatation\ du\ sel} + CORRELATIONS \quad (2.12)$$

Le terme de corrélations est négligeable. Le coefficient d'échauffement du sel comprend essentiellement l'effet d'élargissement Doppler des résonances des sections efficaces de capture ou de fission des noyaux présents dans le sel, alors que le coefficient de dilatation du sel ne fait intervenir que le changement de densité du sel lors de son échauffement. Ce dernier coefficient peut aussi être considéré comme un coefficient de vide. Le coefficient de dilatation du sel étant de $10^{-3}/^{\circ}C$, 1 pcm/ $^{\circ}C$ équivaut alors à 10 pcm par % de vide.

L'évaluation pratique des coefficients de contre-réaction est effectuée comme suit. Le coefficient de multiplication k est tout d'abord calculé très précisément pour une composition du coeur donnée (par exemple pour le coeur à l'équilibre), à la température de fonctionnement moyenne normale de 900 K. Ce coefficient est ensuite recalculé en utilisant la même composition mais à une température différente, typiquement à 1000 K. En pratique, les modifications vont concerner la température du sel combustible même, résultant en des variations de sections efficaces, et la densité du sel due à la dilatation, ces deux effets pouvant être calculés séparément dans MCNP. Le premier effet est calculable grâce à NJOY qui calcule pour chaque noyau l'élargissement des résonances par effet Doppler en tenant compte de la température du combustible. A cet effet, les

noyaux sont différenciés non seulement par leur numéro atomique, leur nombre de masse et leur niveau isomérique, mais également par la température du matériau où ils se trouvent dans le réacteur. Finalement le coefficient de multiplication est recalculé trois fois : une fois en modifiant à la fois la température du sel et la densité (coefficient de contre-réaction total), une seconde fois en ne modifiant que la densité (coefficient 'dilatation'), et enfin en ne modifiant que la température du sel (appelé coefficient 'échauffement').

D'autres variations de température, telles celle des réflecteurs ou de la couverture, ne sont pas prises en compte, ces matériaux ne chauffant que très lentement et leur température n'ayant qu'un faible impact sur le coeur.

Les incertitudes sur ces coefficients de contre-réaction consistent en une somme quadratique des incertitudes statistiques et systématiques. Nos calculs neutroniques sont suffisamment précis pour mener à des erreurs statistiques négligeables. L'erreur systématique sur la contribution de l'échauffement du sel est négligeable également, les sections efficaces concernées étant connues précisément. Les incertitudes sur la connaissance de la densité du sel et de son coefficient de dilatation induisent une erreur systématique inférieure à 20% sur cette contribution.

Coefficients de contre-réaction du TMSR-NM La figure 2.16 présente les résultats du calcul du coefficient de sûreté total ainsi que les contributions de l'échauffement et de la dilatation du sel, pour les configurations de TMSR-NM contenant différentes proportions de noyaux lourds. Ces calculs ont été effectués pour des réacteurs à l'équilibre, en choisissant pour chaque configuration un débit de retraitement du sel permettant d'atteindre précisément la régénération. Quelle que soit la proportion de noyaux lourds, ces coefficients de sûreté sont largement négatifs même en tenant compte des incertitudes, avec des valeurs allant de -10 pcm/K à -5 pcm/K. Il faut noter que le coefficient de densité, que nous rappelons être similaire au coefficient de vide du réacteur, est également toujours largement négatif, garantissant qu'une perte de caloporteur (vidange, bulle...) entraîne bien une diminution de réactivité.

Enfin des calculs d'évaluation du coefficient de contre-réaction initial cette fois du TMSR-NM ont montré que ce coefficient est quasiment constant tout le long du fonctionnement du réacteur, excepté pour les cas extrêmes des retraitements longs du coeur (plusieurs dizaines d'années) où l'accumulation des produits de fission dans le sel mène à la diminution du coefficient de température, qui reste néanmoins toujours négatif pour toutes les proportions de noyaux lourds (mettre une figure).

2.4.1.3 Réserves de réactivité du réacteur

L'utilisation d'un combustible liquide permettant d'ajuster notamment les compositions fissile et fertile sans décharger le coeur, aucune réserve de réactivité initiale n'est nécessaire, contrairement aux réacteurs à combustibles solides, surtout sous-générateurs. La réserve de réactivité

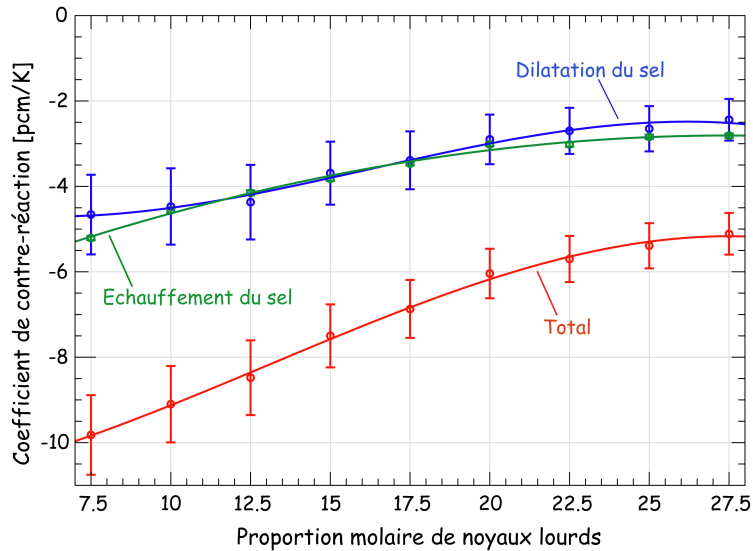


FIG. 2.16 – Coefficients de contre-réaction du TMSR-NM à l'équilibre en fonction de la proportion de noyaux lourds dans le sel combustible, calculés pour les configurations exactement régénératrices.

initiale des réacteurs à eau pressurisée s'élève ainsi à environ 10000 pcm. Certaines marges de réactivité peuvent tout de même être introduites involontairement dans le TMSR-NM, soit par une introduction directe de réactivité en coeur, soit consécutivement à certains accidents du réacteur : perte de circulation du sel ou vidange du sel combustible ou fertile. Nous ne considérons pas l'accident de perte d'évacuation de la chaleur ici : le coefficient de contre-réaction des TMSR-NM étant négatifs, toute augmentation de température déclenche au contraire une baisse de réactivité.

Nous allons quantifier les différentes sources de réactivité, en prenant l'exemple du TMSR-NM contenant 22.5% molaire de noyaux lourds et retraité en 518 jours.

Insertion directe de réactivité Si l'ajustement possible des matières fissile et fertile d'un réacteur à sels fondus représente un avantage important, cela peut également induire des risques spécifiques. Un réacteur régénérateur devant être alimenté en matière fertile, 2.6 kg par jour pour le TMSR-NM, il serait possible d'introduire involontairement de l' ^{233}U directement à la place du thorium. L'augmentation de réactivité du TMSR-NM induite par kilogramme d' ^{233}U supplémentaire s'élevant à 9.5 ± 0.2 pcm, un ajout d' ^{233}U au lieu de la dose journalière de ^{232}Th représente 28 pcm de réactivité supplémentaire par jour. Le TMSR-NM n'est que peu sensible à cet effet, son inventaire fissile étant important comparé à la quantité de matière consommée par jour.

Arrêt du réacteur De l' ^{233}U est produit en coeur directement par régénération, par capture neutronique sur le thorium puis deux décroissances β : $^{232}\text{Th} + n \rightarrow ^{233}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{Pa} \rightarrow ^{233}\text{U}$. La période de désintégration du ^{233}Pa étant de 27 jours, 2.55% de cet isotope va décroître par jour pour donner de l' ^{233}U . Cette production correspond à la combinaison de deux effets menant à une augmentation de réactivité : une disparition de matière neutrophage (le ^{233}Pa) et une apparition de

matière fissile (^{233}U). En cas d'arrêt de fonctionnement du réacteur et de l'unité de retraitement / ajustement du sel, le premier effet mène à un accroissement de réactivité de 33 ± 11 pcm par jour et le second effet de 27 ± 1 pcm par jour, soit une marge de réactivité totale de 60 ± 11 pcm par jour.

Comme cela a été détaillé au paragraphe 2.4.1.1, la fraction de neutrons retardés du volume complet de sel combustible à l'équilibre s'élève à 360 pcm. Un tiers du sel circulant hors du coeur en fonctionnement normal, cela ramène la fraction de neutrons retardés en coeur à 240 pcm en première approximation. En cas d'arrêt de la circulation du sel, toutes les décroissances retardées auront lieu en coeur, les produits de fission restant sur leur lieu de production. Un tel arrêt représente donc une addition de réactivité de 120 pcm en quelques dizaines de secondes.

Vidange du sel combustible ou fertile Deux autres accidents doivent enfin être considérés dans une étude de sûreté : la perte du caloporteur et la perte de la couverture fertile.

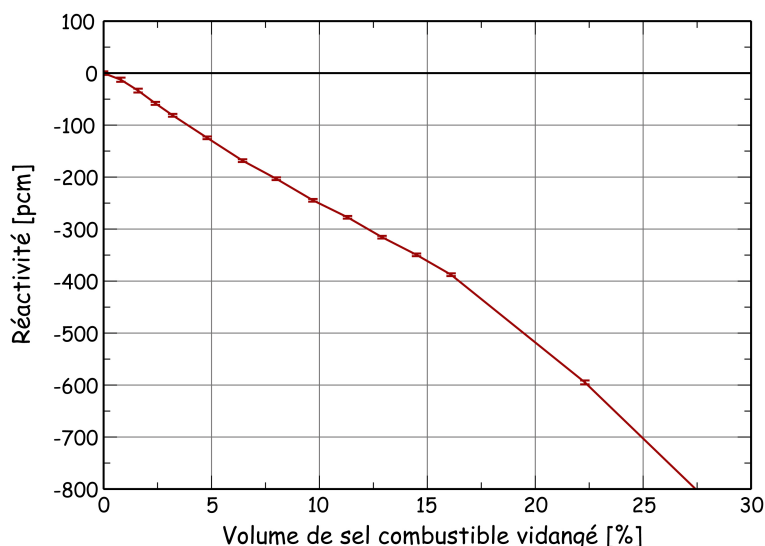


FIG. 2.17 – Variation de la réactivité en fonction de la vidange du sel combustible

Dans le cas d'un réacteur à sels fondus, la vidange du coeur n'est pas équivalente à une perte de caloporteur seulement, mais aussi à une perte de combustible, cela devant donc résulter en une baisse de réactivité. Le réacteur étant équipé d'un système de vidange, par exemple des bouchons de sel solide conçus pour fondre à une température donnée, il est important de vérifier que l'évacuation du sel n'aggrave pas un potentiel accident, cette vidange ayant lieu dans des conditions de fonctionnement déjà dégradées. Nous avons ainsi vérifié par simulation que la vidange du coeur conduit effectivement à une baisse de réactivité, de -2.5 pcm par pourcent de sel vidé (voir figure 2.17).

Enfin, le coeur est entouré d'une couverture fertile, contenant du sel LiF-ThF_4 statique liquide, par exemple comme représenté sur la figure 2.18. Il est nécessaire d'étudier l'impact sur le comportement neutronique du réacteur de la vidange de la couverture, vidange pouvant avoir lieu soit dans

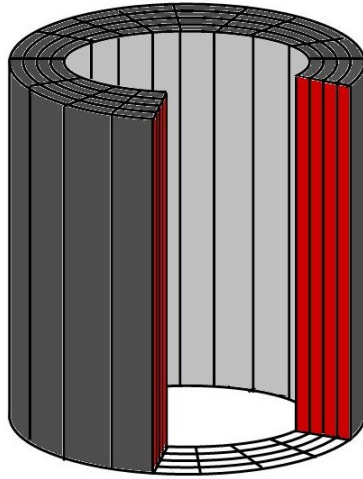


FIG. 2.18 – Schéma de principe de la couverture fertile, le sel LiF-ThF₄ étant représenté en rouge.

la cuve du réacteur hors du circuit primaire, soit dans le coeur en mélange avec le sel combustible. Nous avons montré par simulation que ces deux accidents tendaient à faire baisser la réactivité, de 600 pcm pour la perte de couverture hors du réacteur, et de 9000 pcm en cas de mélange de tout le sel fertile dans le sel combustible.

| Origine | Insertion directe d' ²³³ U | Décroissance du ²³³ Pa | Circulation du sel primaire | Vidange du coeur | Perte de la couverture |
|---------------------|---------------------------------------|-----------------------------------|-----------------------------|------------------|------------------------|
| Marge de réactivité | 28 pcm | 60 pcm | 120 pcm | - | - |
| Temps d'insertion | 10-50 s | 1 jour | 10 s | - | - |

TAB. 2.7 – Bilan des marges de réactivité du TMSR-NM

Marges de réactivité : bilan La valeur des réserves de réactivité pouvant être insérées dans le TMSR-NM sont résumées dans le tableau 2.7, avec les temps nécessaires à l'insertion en coeur de ces réserves. Dans nos études de sûreté, nous avons majoré la marge totale de réactivité du TMSR-NM, en considérant que 1000 pcm peuvent être insérés par erreur dans le coeur, ceci en au moins une centaine de secondes.

2.4.2 Evaluation du niveau de sûreté du TMSR avec le modèle cinétique-point

Nous avons analysé, en utilisant le modèle simple cinétique-point décrit ci-après, le comportement du réacteur en terme de sûreté, et donc le rôle des paramètres de sûreté que nous venons de définir et quantifier. Nous nous sommes intéressés au transitoire d'insertion de réactivité simple (paragraphe 2.4.2.2) ou avec perte de l'évacuation de la chaleur du sel combustible (paragraphe

2.4.2.4). Nous avons également testé la sensibilité du transitoire d'insertion de réactivité simple en fonction de la valeur des paramètres de sûreté du réacteur (paragraphe 2.4.2.3).

Ces analyses de sûreté nécessitent la définition d'un domaine de validité, correspondant à la gamme de valeurs acceptables pour les paramètres du coeur. La pression interne étant très faible dans un réacteur à sels fondus, seuls les phénomènes causés par une montée en température du sel combustible peuvent endommager le réacteur. Par conséquent, la région de validité correspond au domaine de températures acceptables du sel combustible et des matériaux constituant le réacteur.

La limite basse est ainsi définie par la température de solidification du sel primaire, à $T_{min} = 800$ K. Concernant la température maximale tolérable en cas d'accident, il faut considérer non seulement les contraintes liées au sel mais aussi celles liées aux matériaux. Le sel primaire ayant une température d'ébullition très élevée, la limite en température pour le sel correspond plutôt au phénomène d'évaporation, vers 1600 K. Cependant, la limite maximale imposée par les matériaux est sans doute plus basse. Pour un acier spécial type alliage base nickel, tel celui envisagé pour les réflecteurs, la température maximale acceptable dépend du temps d'exposition du matériau à cette température si l'on se réfère au fluage comme phénomène d'endommagement. Si l'incursion thermique reste constante (chaleur non évacuée) et que le sel chaud peut être vidangé, il faut considérer le taux de fluage après un temps d'exposition qui sera voisin du temps de vidange du réacteur, autour de 1600 K pour 10 minutes. Si la vidange du réacteur devient impossible, la température tolérable peut descendre autour de 1500 K, ces chiffres pouvant varier de ± 100 K en fonction de l'alliage choisi. Une limite haute en température $T_{max} = 1400$ K est ainsi retenue pour nos études.

2.4.2.1 Le modèle cinétique-point

Nos simulations de transitoire sont effectuées grâce à un modèle mathématique simple incluant le jeu suivant d'équations de cinétique des réacteurs, i représentant les sept groupes de neutrons retardés définis au paragraphe 2.4.1.1 :

$$\rho(t) = \frac{dk}{dT} [T(t) - T_o] + I(t) \quad (2.13)$$

$$\frac{\partial P}{\partial t} = \frac{\rho - \beta_{eff}}{l} P + \sum_i \lambda_i A_i \quad (2.14)$$

$$\frac{\partial A_i}{\partial t} = \frac{\beta_{eff} P}{l} - \lambda_i A_i \quad (2.15)$$

$$\frac{\partial T}{\partial t} = (P - P_o) / (C_p d) \quad (2.16)$$

avec

- t le temps écoulé depuis le début du transitoire,
- ρ la réactivité,

- $\frac{dk}{dT}$ le coefficient de contre-réaction total,
- $I(t)$ une insertion de réactivité,
- β_{eff} la fraction utile de neutrons retardés (240 pcm pour le TMSR-NM),
- l le temps moyen entre deux générations de fissions (8.46 μ s, fourni par MCNP),
- $\lambda_i = \ln 2 / (t_{1/2})_i$ où $(t_{1/2})_i$ est la demi-vie du groupe i de précurseurs de neutrons retardés,
- A_i l'abondance du groupe i de neutrons retardés,
- T la température moyenne du coeur (la température normale étant $T_o=900$ K),
- P la puissance instantanée produite par cm^3 ,
- P_o la puissance extraite par cm^3 (125 W/cm^3 en fonctionnement normal),
- C_p la chaleur spécifique (1.05 $\text{J}/\text{g}/\text{K}$) et d la densité (4.3 g/cm^3 pour le TMSR-NM contenant 22.5% de noyaux lourds) du sel combustible.

Le modèle cinétique point comporte trois approximations :

- Une distribution uniforme des fissions en coeur, ce qui est relativement correct dans le cas d'un réacteur à sels fondus.
- Pas de propagation de la chaleur.
- Pas de suivi des précurseurs de neutrons retardés qui circulent pourtant avec le sel dans tout le circuit primaire. Ceci est partiellement pris en compte en considérant une fraction de neutrons retardés égale à deux tiers seulement de la fraction totale de neutrons retardés du sel complet.

Les deux dernières approximations vont avoir un impact sur la validité de nos résultats : nos simulations de transitoire sont fiables pour des durées de transitoire plus longues qu'une dizaine de secondes, ce délai permettant de considérer effectivement de manière uniforme la chaleur et les précurseurs produits. Nos résultats sont par contre pessimistes pour des durées de transitoire plus courtes que la seconde, puisque nous considérons une distribution de puissance immédiatement uniforme et non locale, tout en ne tenant pas compte du temps nécessaire pour atteindre l'équilibre de densité. Dans le cas réel, des puissances locales plus importantes sont atteintes, permettant une contre-réaction plus rapide du réacteur.

En ce qui concerne les durées de transitoire comprises entre 0.1 et 10 secondes, les phénomènes mis en jeu sont beaucoup plus complexes. Des calculs approfondis basés sur le couplage de codes de neutronique et de thermohydraulique devront être réalisés par des spécialistes en sûreté des réacteurs, afin de tenir compte de la propagation de la chaleur et des précurseurs, et avec une distribution réaliste des fissions.

Aussi cette section vise-t-elle à illustrer le comportement global du réacteur durant un transitoire accidentel, suite à une insertion de réactivité ou un problème d'évacuation de la puissance, le comportement d'un réacteur à sels fondus étant fondamentalement différent de celui d'un réacteur à combustible solide. Ceci permet de donner une idée de la complète réévaluation des analyses et des critères de sûreté nécessaires par suite pour l'étude des réacteurs à sels fondus.

2.4.2.2 Transitoire d'insertion de réactivité

Nous avons simulé un transitoire d'insertion de réactivité de 1000 pcm, soit plus de la totalité des marges de réactivité du TMSR-NM listées ci-avant afin d'évaluer un cas enveloppe, et ce pour des durées d'insertion comprises entre 0.01 et 100 secondes. Nous avons montré au paragraphe 2.4.1.3 que ces marges de réactivité ne peuvent être insérées en moins de quelques minutes, le but ici est également d'étudier le comportement du réacteur dans des conditions extrêmes.

La configuration considérée étant le TMSR-NM avec 22.5% de noyaux lourds, caractérisée par un coefficient de contre-réaction de -6 ± 1 pcm/K, les calculs ont été faits avec un coefficient total de contre-réaction de -5 pcm/K. Les résultats de ces simulations sont présentés figure 2.19 en terme d'évolutions de réactivité, de puissance produite et de température du sel combustible.

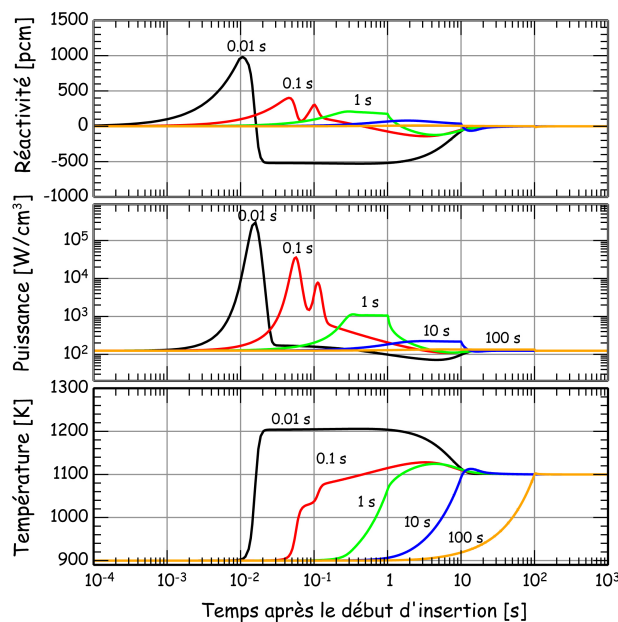


FIG. 2.19 – Evolution de la réactivité, de la puissance du réacteur et de la température du sel combustible d'un TMSR-NM, suite à une insertion de 1000 pcm sur des durées allant de 0.01 à 100 secondes

Comme attendu, la température finale atteinte à l'équilibre après insertion de réactivité est égale à

$$T_{final} = T_o + \frac{\int I(t) dt}{|dk/dT|} = 900 K + \frac{1000 pcm}{5 pcm/K} = 1100 K.$$

Nous pouvons conclure de la figure 2.19 que la criticité prompt est atteinte pour des durées d'insertion strictement inférieures à une seconde, dès que la réactivité maximale du réacteur dépasse la fraction de neutrons retardés. Nous allons nous intéresser aux résultats obtenus pour l'insertion de réactivité la plus rapide (courbes noires de la figure 2.19) afin de détailler le comportement du réacteur.

Puisqu'il s'agit de la variable sur laquelle nous jouons directement, considérons tout d'abord l'évolution de la réactivité (figure 2.19 en haut). Pour une insertion en 0.01 s, quasi-instantanée au

regard de la cinétique du réacteur, la totalité des 1000 pcm de réactivité sont insérés avant toute réaction du réacteur. Cette insertion de réactivité entraîne une augmentation de la puissance du réacteur selon l'équation 2.14, puissance atteignant un maximum de 400 kW/cm^3 (figure 2.19 au milieu). Après quelques millisecondes, la température du réacteur évolue telle l'intégrale de la puissance comme indiqué dans l'équation 2.16. Enfin, cette montée significative de température, plafonnant à 1210 K (figure 2.19 en bas), déclenche la contre-réaction du réacteur, via la première partie de l'équation 2.13, et par suite une diminution de réactivité et de puissance. La chaleur en excès accumulée durant le transitoire doit être évacuée afin de revenir aux conditions normales de fonctionnement, à une température finale du sel primaire de 1100 K.

Le pic de puissance, important et dangereux, induit par cette insertion rapide est réduit lorsque l'insertion a lieu en 0.1 s, puis disparaît complètement pour des transitoires réalistes durant quelques secondes. Nous constatons en effet que, pour des durées d'insertion plus grandes ou égales à une seconde, la contre-réaction du réacteur est suffisamment rapide pour éviter le régime critique prompt. Par conséquent, le TMSR-NM est apte à absorber une insertion de réactivité de 1000 pcm en quelques secondes en se comportant de manière intrinsèquement sûr. Ceci illustre la grande stabilité neutronique de ce concept.

2.4.2.3 Etudes de sensibilité

Nous avons vérifié la sensibilité des résultats précédents aux deux paramètres de sûreté du réacteur : la fraction de neutrons retardés et le coefficient de contre-réaction.

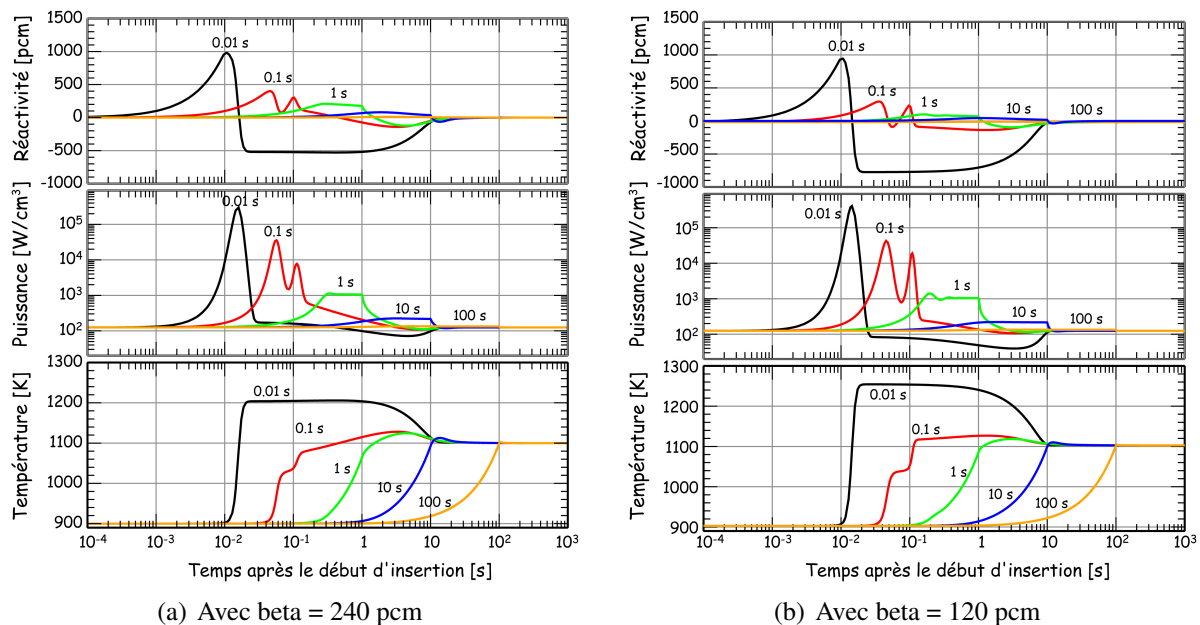


FIG. 2.20 – Transitoire d'insertion de réactivité de 1000 pcm dans un TMSR-NM ayant un coefficient de contre-réaction égal à -5 pcm/K , pour deux valeurs de la fraction de neutrons retardés

Un certain nombre d'études liées au dimensionnement du TMSR-NM sont menées actuellement ou vont l'être prochainement, tels des couplages de codes de neutronique et de thermohydraulique, des études de matériaux et d'échangeurs de chaleur, ainsi que des analyses de sûreté. Le design du réacteur peut ainsi être amené à évoluer, notamment les proportions de sel combustible dans et hors du coeur, qui sont respectivement de 2/3 et 1/3 du sel dans nos simulations. Le choix des échangeurs de chaleur et du système de conversion d'énergie peut nécessiter davantage de sel pour les transferts de chaleur, des études neutroniques ayant montré que jusqu'à 50% du sel primaire peut circuler hors coeur, tout en assurant un fonctionnement correct du réacteur avec un inventaire fissile initial acceptable. Un accroissement du volume de sel combustible hors du coeur conduit à une baisse de la fraction de neutrons retardés en coeur, modifiant le niveau de sûreté du système. Nous avons simulé le comportement du réacteur en prenant une fraction de neutrons retardés moitié moindre que celle utilisée précédemment, soit de 120 pcm seulement. Le transitoire d'insertion de 1000 pcm de réactivité est représenté sur la figure 2.20, à gauche pour le cas de référence avec $\beta_{eff} = 240$ pcm, et à droite pour le cas limite $\beta = 120$ pcm. Dans ce dernier cas, le comportement du réacteur diffère légèrement pour des temps d'insertion inférieurs à une seconde. La puissance augmente alors plus rapidement, du fait du premier terme de l'équation 2.14 en $\rho - \beta_{eff}$, par conséquent la hausse de température et donc la contre-réaction du réacteur ont lieu plus tôt. Le pic de puissance est deux fois plus important pour les insertions les plus rapides, non-réalistes. Pour des temps d'insertion des 1000 pcm supérieurs ou égaux à une seconde, le TMSR-NM est toujours stable et le niveau de sûreté est identique.

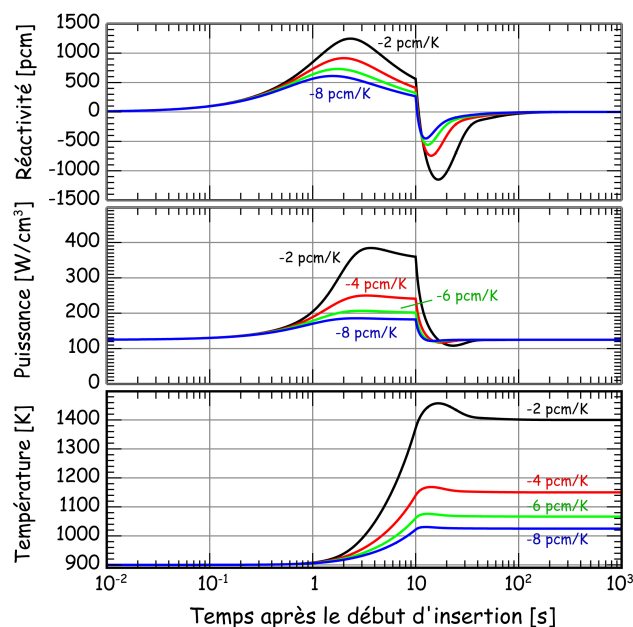


FIG. 2.21 – Transitoire d'insertion de 1000 pcm en dix secondes avec $\beta_{eff}=240$ pcm, en fonction de la valeur du coefficient total de contre-réaction du TMSR-NM

Nous avons simulé au paragraphe 2.4.2.2 le transitoire d'insertion de réactivité en considérant un coefficient de contre-réaction total égal à -5 pcm/K. La valeur de ce coefficient dépend de la configuration de TMSR-NM choisie (voir figure 2.16), avec des valeurs variant de -10 à -5 pcm/K avec une incertitude totale inférieure à 1 pcm/K. Aussi avons-nous simulé le transitoire d'insertion de 1000 pcm de réactivité en 10 secondes, en fonction de la valeur de ce coefficient de contre-réaction, allant même jusqu'à la valeur extrême de -2 pcm/K. Les résultats de cette étude sont présentés sur la figure 2.21. Pour un coefficient de contre-réaction de -2 pcm/K, la montée en température déclenchée par l'insertion de 1000 pcm de réactivité dépasse 1400 K et n'est donc pas acceptable (voir discussion en introduction de la section 2.4.2). Par contre, pour des coefficients de contre-réaction meilleurs ou égaux à -4 pcm/K, ce qui est le cas pour toutes les configurations de TMSR-NM, le comportement du TMSR est entièrement satisfaisant.

2.4.2.4 Transitoire d'insertion de réactivité avec perte d'échangeurs

Une montée significative de la température du sel, lors d'un accident grave, peut mener à la perte de certains échangeurs de chaleur. L'influence d'une telle complication durant le transitoire accidentel d'insertion de réactivité a été simulée, les résultats étant présentés sur la figure 2.22 pour une puissance instantanée extraite décroissant de 100% (régime normal) à 5%. Dans le design en cours d'élaboration, 32 circuits d'évacuation de la chaleur sont envisagés à l'heure actuelle. En considérant, de manière réaliste, qu'au moins un de ces circuits alimenté indépendamment continue de fonctionner en cas de panne de tous les autres, quelques pourcents de la chaleur sont encore extraits d'où notre limite basse de 5% d'évacuation de la chaleur dans notre simulation.

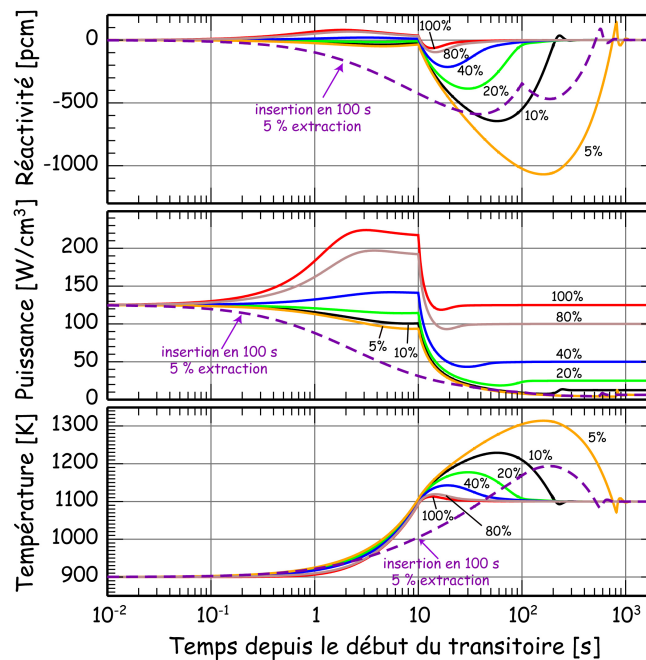


FIG. 2.22 – Transitoire d'insertion de 1000 pcm en 10 secondes pour un TMSR-NM contenant 22.5% de noyaux lourds et avec $\beta_{eff}=240$ pcm, en fonction de la proportion de puissance extraite

Ce transitoire accidentel aggravé correspond, durant quelques secondes, à une production accrue de puissance dans le réacteur par rapport au fonctionnement normal, ceci couplé à une puissance extraite plus faible. Lors d'une insertion de réactivité de 1000 pcm en 10 secondes seulement, la situation devient critique quand moins de 10% de la puissance est extraite, ce qui correspond à la perte de presque tous les échangeurs de chaleur : la température du sel dépasse 1300 K si tous les échangeurs de chaleur sont à l'arrêt. Cependant, dans ce cas, la montée en température s'effectue lentement, en plusieurs centaines de secondes, laissant largement le temps pour une action de sauvegarde telle la vidange du coeur.

De plus, dans le cas plus réaliste d'une insertion de ces 1000 pcm en 100 secondes (courbe violette pointillée de la figure 2.22), la contre-réaction passive du réacteur est suffisante même en cas d'arrêt de tous les échangeurs de chaleur et aucune action extérieure n'est nécessaire pour stopper une montée en température ici acceptable. Ce transitoire, bien qu'aggravé, ne débouche toujours pas sur une situation catastrophique.

2.4.2.5 Conclusions

Un réacteur à sels fondus fonctionnant en cycle Th/²³³U, avec le sel en circulation, dispose de peu de neutrons retardés, environ 240 pcm . Cela représente environ trois fois moins de neutrons retardés qu'avec de l'²³⁵U, utilisé dans les réacteurs à eau pressurisée fonctionnant actuellement, mais presque autant qu'avec du ²³⁹Pu envisagé pour les réacteurs à neutrons rapides en cycle U/Pu. La criticité prompt est donc beaucoup plus facile à atteindre que dans les réacteurs actuels, mais nous avons vu que, du fait de l'absence d'une réserve initiale massive de réactivité et grâce à un coefficient de vide négatif, une insertion accidentelle de réactivité est beaucoup moins probable. Cette faible valeur de β_{eff} a des conséquences sur le contrôle du réacteur, qui devient plus nerveux, cependant les coefficients de contre-réaction largement négatifs du TMSR-NM permettent des contre-réactions efficaces du réacteur et donc une grande stabilité de fonctionnement. Ceci peut être utilisé pour piloter et contrôler le réacteur en s'affranchissant des barres de contrôle classiques incontournables dans les réacteurs à combustible solide, comme nous allons le montrer à présent.

2.4.3 Utilisation de la stabilité du TMSR pour son pilotage et son contrôle

2.4.3.1 Pilotage du réacteur par la puissance extraite

Le TMSR-NM peut être piloté directement par la puissance extraite, par conséquent par la demande de production d'énergie via le circuit secondaire. Lorsque la demande en énergie augmente, la puissance extraite devient plus importante que la puissance produite par les fissions en coeur. Par conséquent, suivant l'équation 2.16 avec P_o en augmentation et P constante, la température du sel combustible baisse. Cela déclenche une augmentation de réactivité du fait du coefficient de contre-réaction négatif, comme illustré sur la figure 2.23 pour les puissances extraites supérieures à 100%

de la puissance nominale⁴ (courbes rouge et verte correspondant respectivement à une puissance extraite de 125% et 150% de la puissance nominale). Cela mène logiquement à une production de puissance plus importante par le réacteur. La puissance produite va temporairement dépasser la demande de puissance, restaurant ainsi la température et la réactivité initiales. Le réacteur revient ainsi à l'équilibre à sa température nominale de fonctionnement en produisant davantage de puissance.

Nous avons considéré dans nos simulations de transitoires une variation instantanée de la puissance extraite, ce qui est évidemment impossible en réalité pour les variations importantes étudiées ici. En fait, l'augmentation de puissance extraite ressemblera davantage à une série continue de variations plus petites, inférieures à celle de 125% présentée ici, ne déclenchant donc pas les grandes variations de température observées sur la figure 2.23 en bas, lissant le transitoire réel.

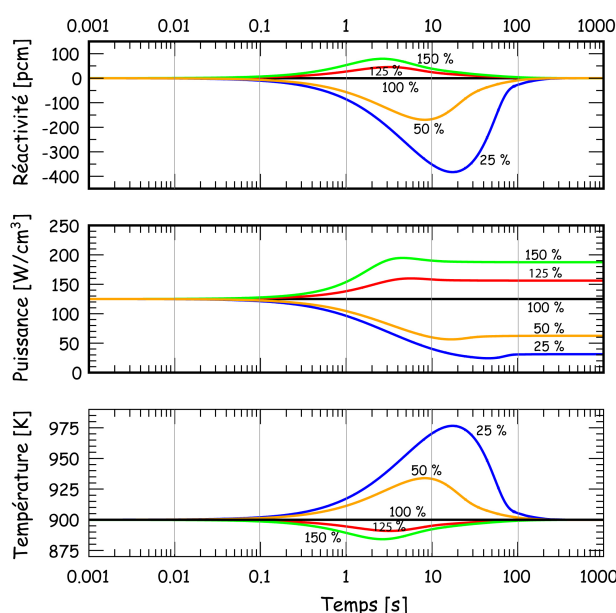


FIG. 2.23 – Evolution de la réactivité, de la puissance du réacteur et de la température du sel combustible en fonction de la puissance extraite (en pourcentage de la puissance nominale extraite), avec un coefficient de contre-réaction de -5 pcm/K

Les autres courbes de la figure 2.23, calculées pour des puissances extraites inférieures à la puissance nominale du réacteur, montrent que le même phénomène permet de suivre également une baisse de la demande en puissance du réseau. Cela induit cette fois une augmentation de température lorsque la puissance produite excède la puissance extraite, conduisant à une baisse de réactivité et finalement à une diminution de la puissance produite.

Ce phénomène de pilotage par la demande du réseau est utilisé à moindre échelle dans les réacteurs à eau pressurisée actuels par RTE (Réseau de Transport d'Electricité), qui a ainsi un peu de souplesse de production lors des variations de consommation électrique. Cependant, cette

⁴ $P_o = 125 \text{ W/cm}^3$

marge de pilotage est limitée à quelques pourcents de la puissance produite, soit quelques dizaines de MWh, par réacteur.

La grande stabilité et la vitesse de réaction des réacteurs à sels fondus peuvent permettre d'étendre ce pilotage par la puissance, jusqu'à n'extraire qu'une fraction minimale de puissance ou au contraire beaucoup plus que la puissance nominale. Les limitations viennent de la nécessité d'évacuer suffisamment la chaleur induite par les éléments radioactifs produits dans le combustible pour la limite basse, et de la puissance maximale volumique autorisée dans le réacteur pour la limite haute. La valeur maximale de puissance produite n'est pas vraiment contrainte par l'irradiation des matériaux de structure, qui dépend seulement de l'intégrale de la puissance volumique dans le réacteur, et elle est donc moyennée sur toute la durée de fonctionnement du réacteur. Cette puissance maximale découle en fait de la nécessité de ne pas excéder les capacités d'évacuation de la chaleur des échangeurs,

Un tel pilotage n'est pas valide dans le cas d'un réacteur à combustible solide, du fait du délai entre la variation de température du combustible et de la puissance du réacteur. La diffusion de la chaleur dans le combustible puis son transfert vers le réacteur n'est alors pas immédiat, contrairement au cas du réacteur à sels fondus où la chaleur est déposée directement dans le caloporteur. De plus, cela occasionnerait des chocs thermiques non supportables pour un combustible solide.

2.4.3.2 Contrôle du réacteur par la température

La réactivité du réacteur, et donc la quantité de l'inventaire fissile en coeur, peut être contrôlée en stabilisant la température de fonctionnement. En effet, une baisse de température de fonctionnement pour une puissance produite constante révèle une baisse de réactivité provenant d'un manque de matière fissile dans le sel combustible. Nous avons vu au paragraphe 2.7 que l'ajout ou le retrait d'un kilogramme de ^{233}U provoque une variation de réactivité de 9.5 ± 0.2 pcm. En prenant par exemple le coefficient de contre-réaction de -5 pcm/K du TMSR-NM contenant 22.5 % de noyaux lourds, une baisse de 2 degrés de la température de fonctionnement révèle donc la disparition de 1 kg d' ^{233}U . La mesure d'une baisse significative de la température du sel indique donc qu'il faut alimenter le réacteur en ^{233}U . Au contraire, une hausse de la température du sel combustible à puissance constante doit entraîner l'arrêt de l'alimentation du réacteur en matière fissile.

De plus, en considérant par exemple le cas du TMSR-NM contenant 22.5% de noyaux lourds dans le sel et retraité en 518 jours, 11 kg d' ^{233}U sont envoyés chaque jour dans l'unité de retraitement dans les 40 l de sel ; Cet uranium est ensuite rapidement réinjecté en coeur. Une telle quantité d' ^{233}U correspond à une variation de température du coeur de 22°C . Aussi un dysfonctionnement de l'unité de retraitement menant à une non-réinjection de cet uranium en coeur serait d'une part visible rapidement par une mesure de la température de fonctionnement, et d'autre part ne serait pas grave, la variation de température occasionnée étant faible par rapport aux marges de fonctionnement.

Chapitre 3

Déploiement d'un parc de TMSR-NM - Transition vers le cycle thorium

Comme cela a été évoqué au premier chapitre, l'évolution actuelle de la demande énergétique mondiale et ses projections à moyen terme imposent une réflexion dès à présent sur la situation actuelle du nucléaire et sur son extrapolation vers le futur.

En effet, la seule matière fissile naturelle étant l' ^{235}U , les isotopes fissiles du plutonium comme l' ^{233}U ne sont pas disponibles sur terre. Plusieurs problèmes cruciaux se posent alors et motivent les études de scénarios de déploiement telles les nôtres : les réserves en ^{235}U sont limitées, ce qui peut mener assez rapidement à un épuisement de ces ressources si l'on continue dans la voie actuelle de production d'énergie nucléaire. La section 3.1.2, basée sur une étude de scénarios mondiaux de déploiement de l'électronucléaire actuel, vise ainsi à illustrer les limitations imposées au nucléaire par les ressources fissiles naturelles. Par ailleurs, le démarrage de nouvelles filières de réacteurs, basées sur les deux autres éléments fissiles accessibles que sont le ^{239}Pu et l' ^{233}U , nécessite de prévoir et d'organiser suffisamment tôt la production de ces éléments non disponibles directement.

Les TMSR-NM devront ainsi être démarrés soit avec de l' ^{233}U produit dans d'autres réacteurs, soit avec d'autres matières fissiles qui, de fait, ne pourront être que de l'uranium enrichi ou des transuraniens produits dans les réacteurs actuels. Une fois les limitations sur les ressources naturelles connues grâce aux scénarios mondiaux, nous allons nous concentrer, dans la section 3.2, sur un scénario de déploiement régionalisé de l'électronucléaire permettant d'illustrer les transitions possibles entre le nucléaire actuel et des réacteurs basés sur le cycle thorium : un scénario européen, basé sur une combinaison de TMSR-NM démarrés avec des transuraniens et de TMSR-NM classiques utilisant l' ^{233}U et présentés au chapitre précédent.

3.1 Scénario de déploiement mondial d'un parc électro-nucléaire de troisième génération

Un déploiement de l'électro-nucléaire doit prendre en compte un nombre important de facteurs, dont

- l'évolution attendue de la demande énergétique mondiale et plus précisément la contribution qui proviendra du nucléaire ;
- la disponibilité des ressources naturelles (uranium, thorium) et les stocks constitués (uranium appauvri, plutonium, ^{233}U ...);
- les différents types de filières (réacteurs, combustibles) envisagées dans les années à venir et leurs caractéristiques, notamment les radio-toxicités induites par les déchets produits.

Le but de cette étude est d'examiner les possibilités de déploiement de l'électro-nucléaire au niveau mondial et ses limitations. Pour cela, nous nous attacherons en particulier à vérifier la disponibilité des ressources d' ^{235}U , seul élément fissile naturel et par conséquent contrainte majeure dans le cadre d'un développement durable. En second lieu, nous nous intéresserons aux difficultés d'arrêt à terme des divers parcs de réacteurs démarrés, en considérant uniquement les quantités de noyaux lourds, de gestion délicate, produits lors du fonctionnement de ce parc. La production des produits de fission ne sera pas prise en compte dans notre discussion sur les scénarios puisqu'elle est pratiquement la même pour toutes les filières de réacteurs.

L'imbrication complexe des facteurs et contraintes pilotant le développement d'un parc électronucléaire rend nécessaire l'utilisation d'outils informatiques dédiés, présentés ci-après.

3.1.1 Outil de simulation

L'environnement de développement de code DALI est une boîte à outils en langage C, mis en place au LPSC par Daniel Heuer. Ces outils sont regroupés sous forme de modules ayant chacun sa fonctionnalité propre. L'un des modules développé dans cet environnement et utilisé pour les calculs d'évolution des réacteurs à sels fondus, REM, a déjà été décrit en section 2.2.1. Des descriptions détaillées de cet environnement peuvent être consultées dans les références [43, 44]. Le module nommé "Scénarios Du Futur" (SDF) [45] a été développé pour la simulation de scénarios de parc électronucléaire. La prise en compte de tous les facteurs et contraintes pilotant le déploiement d'un tel parc, notamment la demande énergétique à satisfaire, les ressources disponibles ainsi que les caractéristiques des réacteurs considérés, rend nécessaire l'utilisation de calculs numériques paramétrés.

Le module SDF nécessite les données d'entrée suivantes : la définition du parc de réacteurs envisagé, des réacteurs eux-mêmes, des matériaux intervenant dans les cycles du combustible des divers réacteurs et des stocks disponibles de ces matériaux, des unités d'enrichissement ou de

| 1970 | 2000 | 2015 | 2050 | 2100 |
|----------|------------|------------|-------------|-------------|
| 0 TWhe | 2400 TWhe | 2800 TWhe | 18000 TWhe | 32400 TWhe |
| 0 GWe.an | 340 GWe.an | 400 GWe.an | 2570 GWe.an | 4630 GWe.an |

TAB. 3.1 – Prévisions de production d’électricité par le nucléaire à l’horizon 2100 en extrapolant les références [7, 8, 46], exprimées en TeraWatt-heure électrique (TWhe), et en GigaWatt électrique-an (GWe.an) en considérant un taux de fonctionnement des réacteurs de 80%.

retraitement nécessaires, ainsi que des objectifs en terme de production d’énergie sur la durée d’étude du scénario considéré. Tous ces points sont détaillés dans les paragraphes suivants.

3.1.1.1 Mise en place des objectifs

Les objectifs du parc de réacteurs étudié, en terme de production énergétique, peuvent être décomposés en plusieurs phases. Chaque phase est définie par sa date de fin, la puissance installée à atteindre, et le type d’évolution de la puissance, exponentielle ou constante.

En se concentrant sur l’évolution de l’énergie électrique nucléaire, tous les scénarios de déploiement de parcs de réacteurs étudiés ci-dessous sont ainsi basés sur l’objectif de production suivant (voir tableau 3.1) : celle-ci débute en 1970, atteint une production de 1800 TWatt-heure-électrique (TWhe) en 1985 et 2400 TWhe en 2000. La production énergétique par le nucléaire est presque stable jusqu’en 2015 puis croît régulièrement de 6,2% par an jusqu’en 2050 pour obtenir un facteur de presque 10. Il est à noter que ce facteur 10 au niveau mondial équivaut à un déploiement deux fois moindre que celui que l’on a connu en France dans les années 1970, et ce en deux fois plus de temps. La France a en effet construit 60 réacteurs pour 60 millions d’habitants en 20 ans, alors qu’il s’agit là de construire 200 réacteurs pour 4 milliards de personnes en 40 ans. Aussi une telle projection semble-t-elle réalisable.

La production croît ensuite d’un peu moins de 1,2% par an par la suite. Une extrapolation des prévisions à l’horizon 2150 nous permet de tester la pérennité des scénarios de déploiement. La durée de vie d’un réacteur étant de 50 à 60 ans et certaines filières n’étant prévues technologiquement pour ne commencer que vers 2030, une étude du déploiement de tels parcs nécessite en effet d’en voir l’évolution sur 2 à 3 durées de vie de ces réacteurs.

3.1.1.2 Suivi de l’évolution des ressources et des stocks de matériaux

Des objets nommés **evomat** sont utilisés dans le module SDF pour suivre l’évolution d’un matériau donné. Ce sont ces evomats qui seront déclarés en entrées et sorties d’un réacteur lors de sa caractérisation. Un evomat est défini par :

- un nom (“Pu produit en REP”);
- un matériau (plutonium);

- son type d'évolution quantitative (par pas de suivi du scénario, soit par an en général) : constant ou exponentiel. Son évolution peut aussi être entrée via un fichier, en date absolue (année) ou relative (durée depuis le démarrage du réacteur) ;
- un retard sur la disponibilité du matériau, par exemple dû à un temps de refroidissement ou de retraitement.

Si plusieurs évènements se rapportent à l'évolution du même matériau, par exemple un matériau produit dans un type de réacteur et devant être consommé par un autre, et qu'un stock dudit matériau a été déclaré en initialisation du scénario, alors l'évolution globale sera suivie en mettant en commun les divers évènements concernés. Dans notre exemple, le matériau produit dans un type de réacteur sera disponible au bout d'un an (ou d'un an plus un retard de retraitement) pour alimenter l'autre type de réacteur qui en consomme.

3.1.1.3 Définition d'un réacteur et d'une unité de retraitement

Un type de réacteur est défini par la donnée :

- d'un nom (PWR, EPR, RNR, RSF) ;
- de la puissance électrique fournie, en GWe ou en TWhe/an selon l'unité de puissance choisie à l'initialisation du scénario ;
- de la date initiale de mise en service de la filière concernée ;
- de son facteur de charge ;
- de sa durée de vie, considérée à partir de la première divergence ;
- des matériaux qu'il consomme. Ceci est donné sous forme d'évènements préalablement définis puis mis en entrée du réacteur ;
- des matériaux produits dans le réacteur ou disponibles lors de déchargements du coeur. Ceci est également donné sous forme d'évènements préalablement définis puis mis en sortie du réacteur.

Une unité de retraitement ou d'enrichissement est définie comme un réacteur, hormis la puissance produite qui est nulle dans ce cas.

3.1.1.4 Définition d'un parc de réacteurs

Le parc de réacteurs est défini par la donnée :

- de ses dates de début et de fin, ici de 1970 (début de la production électronucléaire mondiale) à 2150 ;
- du pas de suivi de l'évolution du parc, pris en général égal à un an ;
- du choix de l'unité de puissance, GWe ou TWhe/an, unité utilisée par la suite pour définir les réacteurs, les objectifs énergétiques et les résultats de développement du parc en terme de puissance installée ;
- des objectifs énergétiques à atteindre en fonction du scénario étudié ;

- des réserves ou stocks de certains matériaux communs à plusieurs types de réacteurs (par exemple, l'uranium naturel) et dont l'évolution sera utilisée comme résultat caractéristique du scénario ;
- de la liste des réacteurs disponibles dans le parc. Ces réacteurs sont classés par ordre décroissant de priorité au démarrage.

Un organigramme du parc électronucléaire, permettant la vérification des paramètres utilisés, est généré lors de la simulation du déploiement, un exemple étant donné en figure 3.1.

3.1.1.5 Fonctionnement de l'algorithme de déploiement du parc

Pour chaque pas simulé de déploiement, par exemple une année, des réacteurs nucléaires vont être mis en service jusqu'à remplir la demande énergétique mondiale fixée en objectif. Le choix des réacteurs à démarrer se fait comme suit :

- un réacteur de la filière la plus prioritaire est choisi ;
- les quantités de combustible nécessaire pour faire fonctionner ce réacteur sur toute sa durée de vie sont calculées ;
- si les stocks de matériaux sont suffisants à chaque instant de sa vie, ledit réacteur est mis en service, et cela se poursuit ainsi jusqu'à satisfaire la demande énergétique du pas courant ;
- s'il manque du combustible pour faire fonctionner le réacteur à un moment quelconque de sa vie, des unités de fabrication de combustibles, des unités d'enrichissement et de retraitement vont être démarrées. Deux possibilités alors :
 1. Les unités ont assez de matières premières (naturelles ou produites dans d'autres réacteurs déjà en fonctionnement) pour fabriquer le combustible nécessaire au fonctionnement du réacteur considéré. Celui-ci est alors démarré et l'on procède de même avec un autre réacteur de la filière la plus prioritaire jusqu'à remplir la demande énergétique du pas courant.
 2. Les ressources nécessaires à la fabrication du combustible s'épuisent avant la fin de vie de réacteur. On essaie alors de démarrer un réacteur d'une filière de priorité moindre, en suivant le même cheminement. S'il n'y a plus de réacteurs possibles, la demande énergétique du scénario ne peut être satisfaite.

3.1.2 Scénario de déploiement mondial de réacteurs de troisième génération type EPR

Nous présentons ici un scénario de production mondiale d'énergie d'origine nucléaire basé uniquement sur un parc de réacteurs modérés à l'eau ordinaire et dont le combustible contient de l'uranium enrichi. C'est en effet cette filière qui est majoritaire actuellement pour la production d'électricité d'origine nucléaire, en représentant environ 87% de la production mondiale.

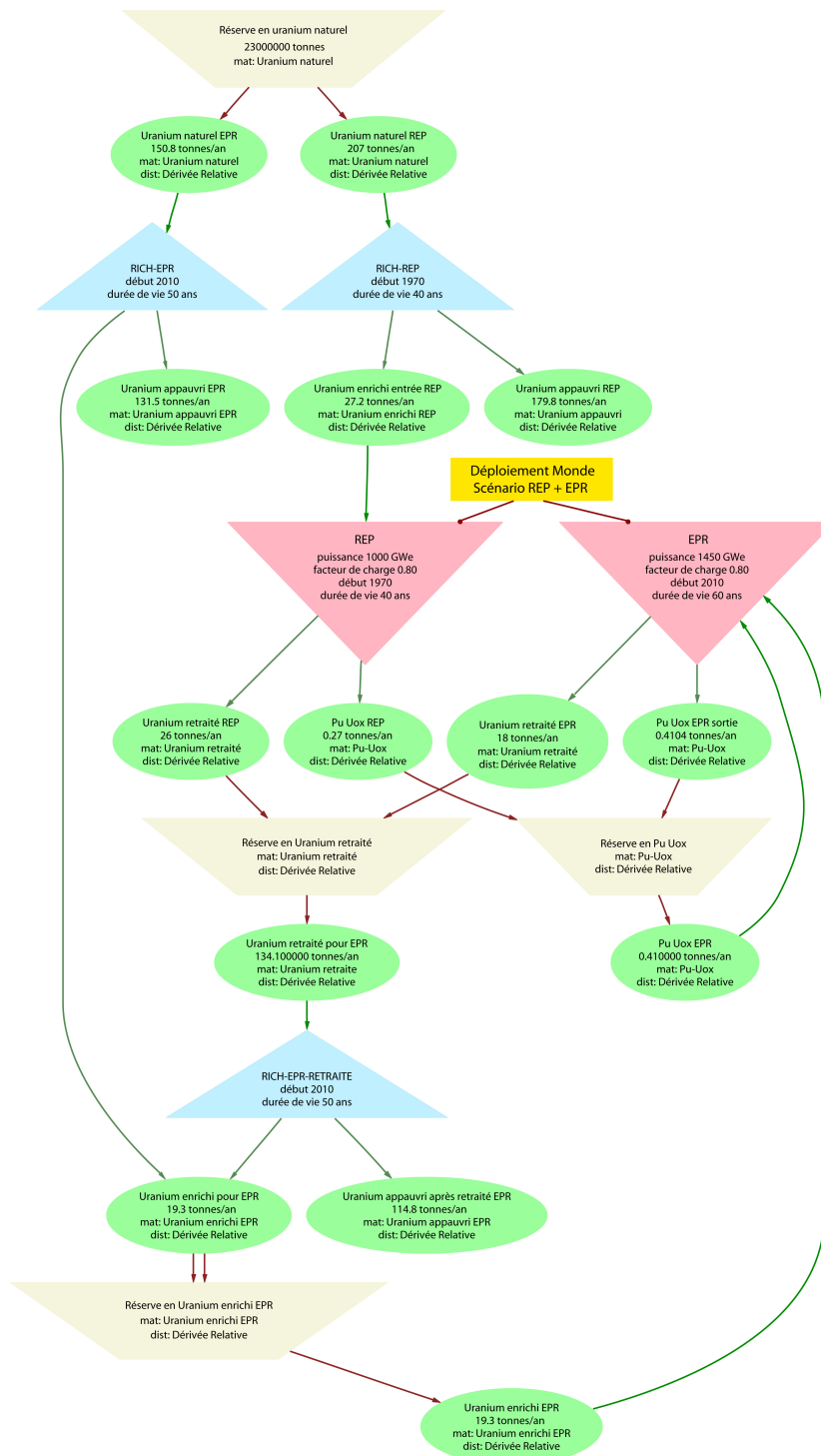


FIG. 3.1 – Organigramme d'un parc de réacteurs, avec en rose les types de réacteurs utilisés, en bleu les unités d'enrichissement ou de retraitement, en vert les evomats, et en jaune le parc.

| | REP (2ème génération) | EPR (3ème generation) |
|---|-----------------------|-----------------------|
| Puissance nominale en GWe | 1.0 | 1.5 |
| Date de début de la filière | 1970 | 2010 |
| Durée de vie du réacteur | 40 ans | 60 ans |
| Type de combustible | UOX | UOX |
| Enrichissement en ^{235}U du combustible | 3.5% | 4.9% |
| Contenu en ^{235}U de l'U appauvri rejeté lors de l'enrichissement | 0.3% | 0.1% |
| Quantité de combustible à charger | 27.2 tonnes | 21.8 tonnes |
| Quantité d'U naturel correspondante | 207 tonnes | 220.6 tonnes |
| Quantité d'U appauvri correspondante | 179.8 tonnes | 198.8 tonnes |
| Quantité d'U utilisé après retraitement | 26 tonnes | 20.1 tonnes |
| Quantité de Pu produit | 270 kg | 275 kg |

TAB. 3.2 – Caractéristiques générales des réacteurs à eau ordinaire considérés, les quantités de matière étant données par réacteur [47]

3.1.2.1 Caractéristiques des réacteurs

Ces réacteurs fonctionnent en spectre thermique, utilisant de l'eau ordinaire comme modérateur. Deux types de tels réacteurs sont utilisés dans la simulation, représentant respectivement les réacteurs de 2^{ème} et de 3^{ème} générations : les réacteurs à eau pressurisée type REP français actuels, et le futur EPR (European Pressurized Reactor)¹. Les caractéristiques générales de ces réacteurs sont décrites dans le tableau 3.2. Nous avons considéré un facteur de charge de 80% pour les deux types de réacteurs.

Nous présentons ici uniquement l'étude basée sur des réacteurs à eau en combustible UOX. Dans le présent scénario, les EPR utilisent la matière fissile de manière optimisée, c'est-à-dire en rejetant l'uranium appauvri et l'uranium utilisé avec un taux d' ^{235}U de 0.1% seulement, et non pas de 0.3% et 1% respectivement comme cela est le cas actuellement.

D'autres types de combustibles ont été testés pour le futur EPR, par exemple pour étudier l'effet du multirecyclage du plutonium sur les capacités de déploiement d'un parc de réacteurs à eau légère. Les caractéristiques de tels réacteurs et les détails de ces études peuvent être consultés dans les références [5, 47].

¹L'EPR a été choisi comme exemple de réacteur de troisième génération. La prise en compte d'un autre réacteur toujours de 3^{ème} génération ne modifierait pas les conclusions du présent scénario.

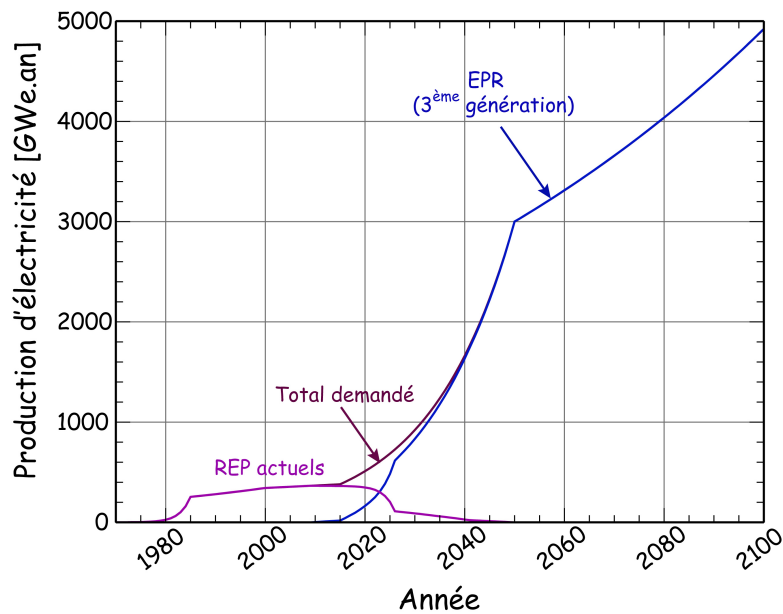


FIG. 3.2 – Déploiement mondial d’un parc de réacteurs à eau légère de deuxième puis troisième génération

3.1.2.2 Résultat du déploiement mondial d’un parc de réacteurs à eau légère

Le scénario de déploiement mondial d’un tel parc est illustré sur la figure 3.2. La quantité d’uranium naturel consommée, ainsi que les stocks constitués d’actinides mineurs produits dans ces réacteurs, sont représentés sur les figures 3.3 (a et b).

Ce scénario de déploiement mondial conduit dès 2030 à un doublement de la puissance produite par rapport à l’heure actuelle, le parc d’EPR remplaçant le parc actuel. Le déploiement se poursuit ensuite, avec environ 3400 EPR en fonctionnement en 2100, plus de 30 nouveaux réacteurs étant alors démarrés chaque année pour faire face à une augmentation de la demande de production de 1.2% par an seulement. Cette production d’énergie nucléaire a entraîné l’utilisation de 24 millions de tonnes d’uranium naturel en 2100 (figure 3.3-a, courbe bleue), les EPR alors en fonctionnement nécessitant 700000 tonnes d’uranium naturel supplémentaire chaque année (environ 200 tonnes par GWe.an). Les ressources en uranium naturel pouvant être extrapolées à quelques dizaines de millions de tonnes d’uranium (voir paragraphe 1.2.4), un tel parc électronucléaire amène à l’épuisement des réserves fissiles naturelles d’ici la fin du siècle. De plus, seul un faible pourcentage de l’uranium étant utilisé dans ces réacteurs, des quantités énormes d’uranium appauvri et d’uranium usé doivent ensuite être stockées dans l’attente d’une possible utilisation future ou d’une autre gestion à long terme.

Enfin, 44000 tonnes de plutonium et 6000 tonnes d’actinides plus lourds auront alors été produits dans ces réacteurs en 2100, la gestion de ces stocks de matières hautement radiotoxiques étant problématique.

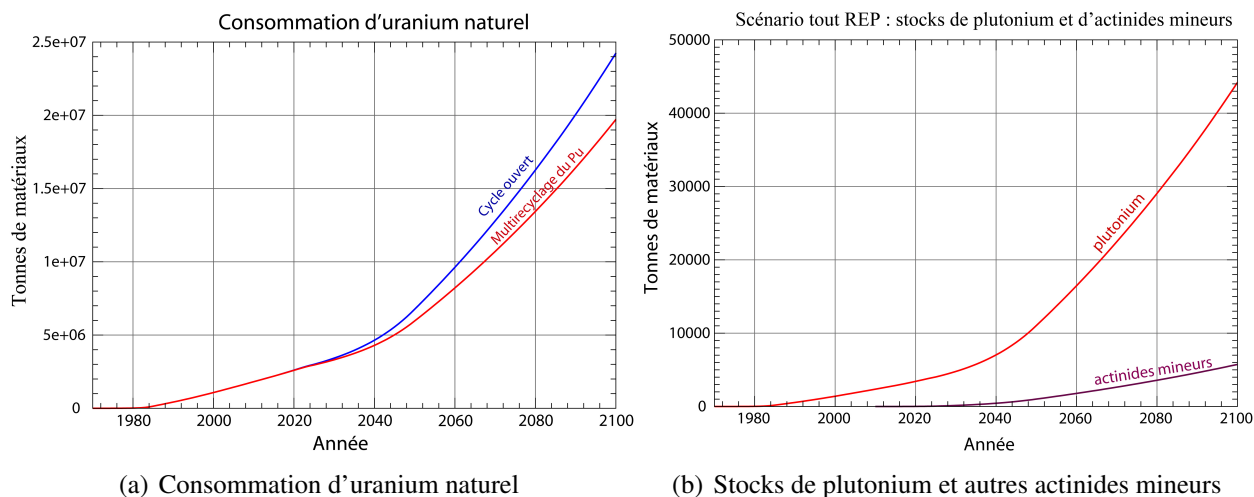


FIG. 3.3 – Uranium naturel consommé (a), et stocks constitués de plutonium et des autres actinides mineurs sans multirecyclage (b), dans le cadre d'un déploiement mondial de réacteurs à eau légère

Comme illustré sur la figure 3.3, un multirecyclage du plutonium dans du combustible enrichi des EPR permet un déploiement apparemment plus aisé du parc. L'enrichissement en ^{235}U nécessaire pour produire 1 GWe est en effet moins élevé du fait de la présence d'un autre fissile, le Pu ; seulement 20 millions de tonnes d'uranium naturel sont utilisées en 2100 (figure 3.3-a, courbe rouge). Par contre, si l'on souhaite inclure ensuite dans le parc des réacteurs régénérateurs utilisant le Pu comme combustible, afin de prolonger la production d'énergie par fission, ce multirecyclage pose problème car il utilise les réserves de Pu d'une manière peu efficace, dégradant la qualité du plutonium sans le consommer entièrement. Ce multirecyclage, qui est en soi une opération complexe et coûteuse, amène donc de plus à une fin quasi-définitive du nucléaire de fission. En effet, les ressources fissiles naturelles seraient presque épuisées vers 2100, et le plutonium issu du multirecyclage comporterait trop d'éléments peu fissiles pour l'utiliser seul en alimentation d'un réacteur.

Le déploiement, même optimisé, d'un parc de réacteurs uniquement de deuxième et troisième génération jusqu'à la fin de ce siècle mène à l'épuisement rapide des ressources fissiles naturelles. Ceci est incompatible avec la notion de développement durable dans le contexte actuel où d'autres solutions de production massive de l'énergie (fusion, ...) n'en sont qu'au niveau de la recherche.

Un développement durable de l'électro-nucléaire nécessite de mettre au point rapidement une utilisation optimale proche de 100% des minerais disponibles (uranium et thorium), via des filières de réacteurs capables au minimum de régénérer leur matière fissile. Les réserves naturelles de tels minerais sont telles que la production d'énergie nucléaire de fission serait alors possible durant plusieurs milliers d'années.

Après cette première étude du déploiement nucléaire au niveau mondial, la démarche consiste ensuite à régionaliser les scénarios en prenant en compte les spécificités de chaque région, ces scénarios régionaux étant fortement contraints par le scénario global notamment en ce qui concerne

la disponibilité des réserves naturelles. Les régions considérées doivent être raisonnablement importantes, de la taille de la Chine, l'Inde ou l'Europe, afin que le poids de leurs choix technologiques et énergétiques ait un impact au niveau mondial. Cette étape permet de savoir la part que peut prendre chaque filière en fonction de ce que l'on sait déjà des desideratas ou contraintes (ressources, besoins, historique . . .) de chaque région. On voit alors apparaître les besoins en retraitement, stockage, transport et matières premières dans les différentes régions. Dans ce cadre, nous allons détailler à présent le déploiement de filières de réacteurs à sels fondus et les transitions possibles depuis les réacteurs actuels vers le cycle thorium, pour une région typique ayant déjà un historique nucléaire : l'Europe où des pays comme la France ont un parc de réacteurs à eau ordinaire important. Cela va nous permettre d'étudier les capacités qu'a le TMSR-NM à démarrer avec des matières fissiles autres que l' ^{233}U , telles les transuraniens et l'uranium enrichi. D'autres types de scénarios impliquant également des TMSR, pour d'autres régions du monde, sont en cours d'étude (voir chapitre 4).

3.2 Scénario européen : Démarrage d'un TMSR avec les éléments transuraniens produits dans les réacteurs actuels

La manière de déployer une filière de TMSR-NM en l'absence d' ^{233}U , naturellement indisponible, fait partie des questions importantes sur ce concept. En fait, la même question peut être posée pour tout système de quatrième génération puisque le ^{239}Pu n'existe pas davantage naturellement. La différence vient de ce que le ^{239}Pu est présent, en même temps que les autres transuraniens, dans les déchets issus des réacteurs à eau actuels. Cependant, actuellement, seuls l'Europe, les Etats-Unis, la Russie et le Japon disposent de réserves de plutonium suffisamment importantes pour permettre un déploiement réel de réacteurs basés sur le cycle U/Pu.

Nous allons nous concentrer sur le cas de l'Europe, qui compte actuellement 150 réacteurs à eau ordinaire en fonctionnement, chacun produisant environ 250 kg de plutonium (et 40 kg d'actinides plus lourds) chaque année, soit au total 38 tonnes de plutonium produits par an. Dans un tel contexte, il est nécessaire d'étudier la capacité qu'a le TMSR-NM présenté au chapitre précédent de démarrer avec une charge initiale de thorium et de ces actinides mineurs. Ceci permettrait à la fois de fermer le cycle des réacteurs actuel et de réaliser la transition vers le cycle thorium.

3.2.1 Caractéristiques des TMSR-NM démarrés aux transuraniens

3.2.1.1 Inventaire fissile

Nous avons simulé le démarrage des TMSR-NM présentés en détail au chapitre précédent en les chargeant initialement avec du thorium et des transuraniens, puis en les alimentant uniquement en thorium. La présence de ces noyaux fortement radioactifs ne devrait pas nécessiter de modi-

| Proportion molaire de NL | TMSR démarré à l' ^{233}U | | TMSR démarré au Pu+AM | |
|--------------------------|------------------------------------|------------------|-----------------------|------------|
| | Th | ^{233}U | Th | Pu fissile |
| 7.5% | 19760 | 2550 | 13850 | 4887 |
| 10% | 24050 | 3105 | 17560 | 5524 |
| 12.5% | 27790 | 3575 | 20890 | 6022 |
| 15% | 33060 | 4140 | 25380 | 6786 |
| 17.5% | 37230 | 4650 | 29150 | 7297 |
| 20% | 42380 | 5170 | 33640 | 7968 |
| 22.5% | 46100 | 5580 | 37040 | 8378 |
| 25% | 48640 | 5820 | 39320 | 8668 |
| 27.5% | 52190 | 6180 | 42570 | 9037 |

TAB. 3.3 – Inventaires initiaux des noyaux lourds (en kilogrammes) des TMSRs démarrés à l' ^{233}U et des TMSRs démarrés aux transuraniens

fications de conception du réacteur et de son unité de retraitement. En effet, contrairement à un réacteur à combustible solide, il n'y a pas de nécessité de refabriquer le combustible, et les différentes opérations de manutention du sel sont déjà prévues pour être automatisées derrière des protections efficaces. Aussi ces réacteurs sont-ils en tout point similaires aux TMSR-NM détaillés au chapitre précédent, exceptée leur charge combustible initiale.

La composition de transuraniens utilisée le plus fréquemment dans nos simulations est un mélange de 87.5% de Pu (2.7% de ^{238}Pu , 45.9% de ^{239}Pu , 21.5% de ^{240}Pu , 10.7% de ^{241}Pu , et 6.7% de ^{242}Pu), 6.3% de Np, 5.3% de Am et 0.9% de Cm, correspondant au contenu d'un combustible UOX utilisé dans un REP standard avec un taux de combustion de 60 GWj/tonne, puis ayant été stocké cinq ans. Les inventaires initiaux en noyaux lourds des TMSR-NM démarrés avec ce mélange de transuraniens sont indiqués dans le tableau 3.3 en fonction du pourcentage de noyaux lourds dans le sel combustible. Les inventaires initiaux des configurations de TMSR-NM démarrées directement à l' ^{233}U sont reportées également dans ce tableau 3.3 afin de permettre la comparaison.

Seules les quantités de plutonium fissile (^{239}Pu et ^{241}Pu) sont indiquées dans le tableau 3.3, les quantités des autres isotopes pouvant être retrouvées grâce à la composition donnée en début de paragraphe. L'inventaire initial en plutonium fissile nécessaire pour un TMSR-NM démarré aux transuraniens varie ainsi de 5 à 9 tonnes et l'inventaire initial en thorium de 14 à 42 tonnes, en fonction de la proportion de noyaux lourds dans le sel combustible. Les inventaires fissiles sont plus élevés dans les TMSR-NM démarrés aux transuraniens que dans les TMSR-NM démarrés directement à l' ^{233}U , de 20% pour les grandes proportions de noyaux lourds à 40% pour les faibles proportions de noyaux lourds. Le rapport α des sections efficaces de capture sur fission du plutonium est en effet moins bon que celui de l' ^{233}U , la capture étant plus importante.

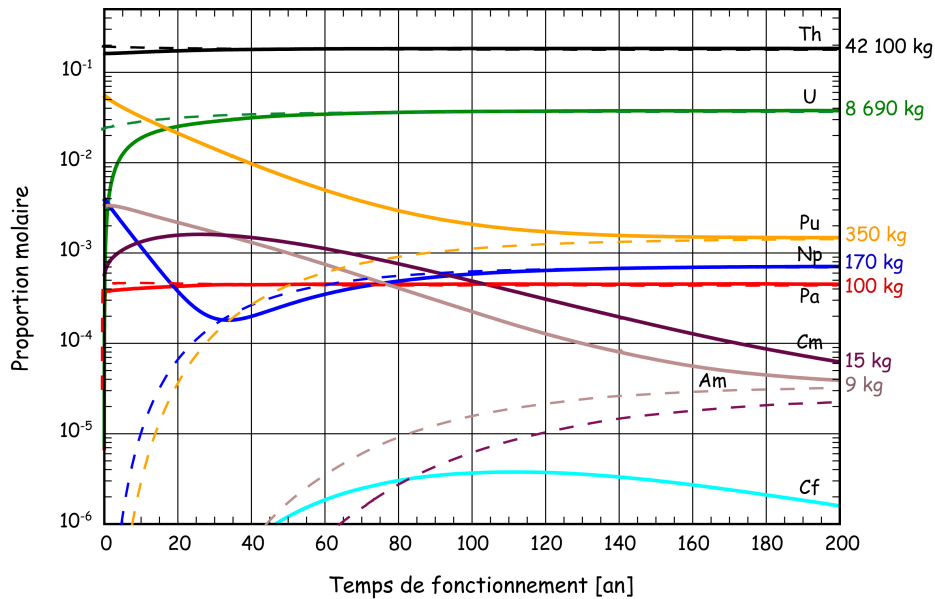


FIG. 3.4 – Comparaison de l'évolution des actinides dans le cœur pour un TMSR démarré à l' ^{233}U , en pointillés, et un TMSR démarré aux transuraniens, en traits pleins dans le cas d'un sel contenant 22.5% de noyaux lourds

3.2.1.2 Evolution d'un TMSR-NM démarré aux transuraniens

Comme précédemment (section 2.3.5), nous allons détailler ici les caractéristiques d'un TMSR-NM contenant 22.5% molaire de noyaux lourds et retraité en 518 jours, mais démarré cette fois à partir de transuraniens.

La présence de transuraniens au démarrage du réacteur va augmenter les quantités d'actinides mineurs présents dans le sel initialement, mais à terme la composition du sel sera identique à celle d'un TMSR démarré à l' ^{233}U . La figure 3.4 présente les évolutions comparées des deux types de réacteurs. Les Th, Pa, U et Np retrouvent rapidement leur proportion d'équilibre. Il faut par contre plusieurs dizaines d'années pour incinérer 90% du plutonium introduit initialement, et une centaine d'années en ce qui concerne les Am et Cm. Le Cm passe par un maximum de 380 kg vers 22 ans dont 255 kg de ^{244}Cm . Le Cf, quant à lui, est encore loin de l'équilibre après être passé par un maximum de 1.2 kg vers 100 ans dont 16 g de ^{252}Cf . Il faut cependant remarquer que les erreurs statistiques et systématiques se propagent tout au long de l'évolution vers les noyaux très lourds et il est probable que les valeurs indiquées pour les Cm soient peu précises, celles pour les Cf étant connues au mieux à un facteur 2 près.

3.2.1.3 Niveau de sûreté d'un TMSR-NM démarrés aux transuraniens

Les marges de réactivité à prendre en compte pour ces TMSR-NM sont identiques à celles détaillées au paragraphe 2.4.1.3. Concernant les paramètres de sûreté mêmes du système, nous allons nous concentrer ici sur leurs valeurs initiales, leurs valeurs à l'équilibre étant similaires aux résultats obtenus au chapitre précédent pour les TMSR-NM démarrés directement à l' ^{233}U ,

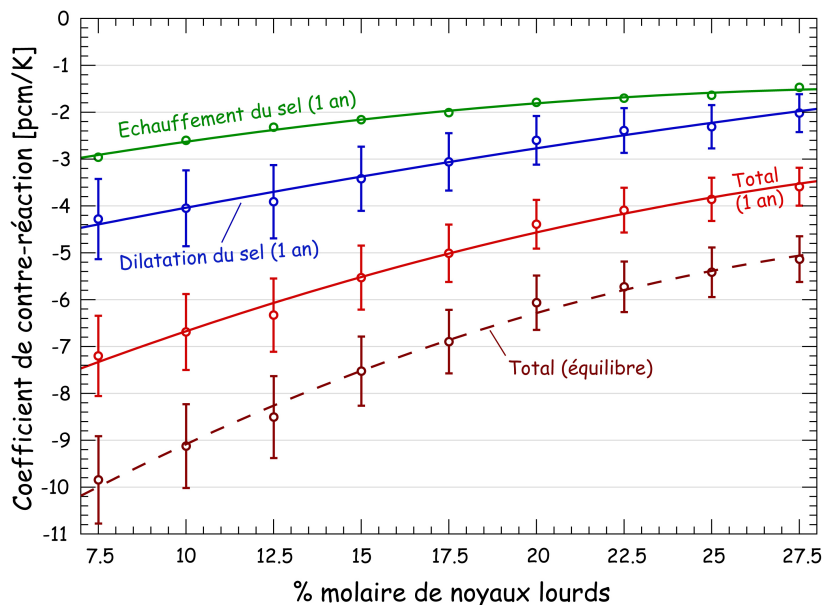


FIG. 3.5 – Coefficients de contre-réaction du TMSR-NM démarré aux transuraniens après un an et à l'équilibre en fonction de la proportion de noyaux lourds dans le sel combustible, en considérant un retraitement de 200 kg de noyaux lourds par jour.

les deux types de systèmes étant identiques à l'équilibre comme nous venons de le montrer. Nous avons plus précisément calculé les paramètres de sûreté après un an de fonctionnement des TMSR-NM démarrés aux transuraniens ; les inventaires en noyaux lourds sont pratiquement identiques aux inventaires initiaux, et cela permet de prendre en compte les effets des produits de fission non présents initialement en coeur.

La fraction utile de neutrons retardés a été évaluée du même ordre de grandeur que celle du TMSR-NM démarré à ^{233}U , soit plus de 200 pcm (voir paragraphe 2.4.1.1).

Les coefficients de contre-réaction après un an de fonctionnement sont représentés sur la figure 3.5 en fonction du contenu en noyaux lourds du sel combustible, ainsi que leurs composants, les coefficients d'échauffement et de dilatation du sel. Les résultats présentés ici ont été calculés en considérant un retraitement de 200 kg de noyaux lourds par jour. Tous ces coefficients sont largement négatifs pour toutes les configurations de TMSR-NM démarrés aux transuraniens, même si ils sont un peu moins négatifs (environ 25%) que dans le cas des TMSR-NM démarrés à ^{233}U (voir figure 2.16). Plus précisément, la contribution de la dilatation du sel est identique, tandis que le coefficient d'échauffement du sel est un peu moins négatif du fait de la présence de plutonium au lieu d' ^{233}U .

Les coefficients de contre-réaction calculés à l'équilibre pour ces TMSR-NM démarrés aux transuraniens sont équivalents aux résultats présentés au chapitre précédent pour les TMSR-NM démarrés à ^{233}U (paragraphe 2.4.1.2), ce qui est logique puisque la seule différence entre ces types de TMSR-NM est leur charge fissile initiale et que la composition de leur sel combustible est redevenue identique à l'équilibre (voir paragraphe précédent).

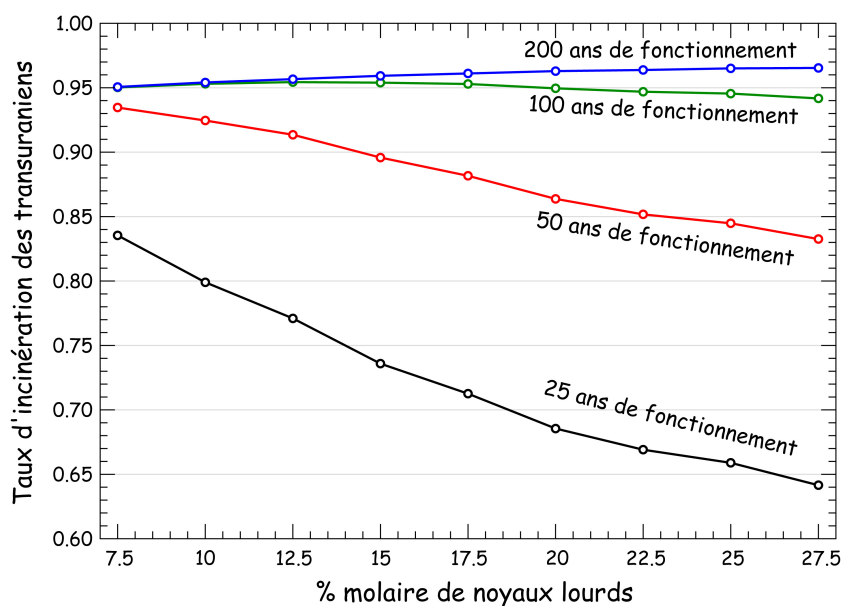


FIG. 3.6 – Taux d'incinération des transuraniens en fonction de la proportion de noyaux lourds dans le sel après 25, 50, 100 et 200 ans de fonctionnement

Aussi sommes-nous assurés que le niveau de sûreté déterministe de ces TMSR-NM démarrés aux transuraniens est aussi bon que celui des TMSR-NM démarrés à l' ^{233}U .

3.2.1.4 Capacités d'incinération

L'efficacité d'incinération peut être quantifiée en examinant le taux d'incinération au cours du temps des transuraniens en fonction de la proportion de noyaux lourds dans le sel. Nous nous sommes intéressés plus précisément au taux d'incinération du TMSR-NM démarré aux transuraniens, égal à la quantité de transuraniens consommée à une date donnée par rapport à la charge initiale.

Ce taux d'incinération est représenté sur la figure 3.6 après 25, 50, 100 et 200 ans de fonctionnement, en fonction de la composition en noyaux lourds du sel. Les temps de fonctionnement supérieurs à 60 ans (durée de vie d'un réacteur) peuvent être atteints en transférant le sel contenu dans le TMSR-NM en fin de vie jusqu'à un nouveau TMSR-NM par exemple. Une telle opération serait facilitée par le fait que le combustible est ici liquide.

Des taux élevés d'incinération, de l'ordre de 85%, sont atteints après 25 à 55 années d'exploitation du réacteur, en fonction de la quantité de noyaux lourds contenu dans le sel combustible. Une incinération allant même jusqu'à plus de 95% est accessible pour toutes les configurations du TMSR-NM, ce qui en fait un incinérateur efficace des déchets nucléaires produits actuellement.

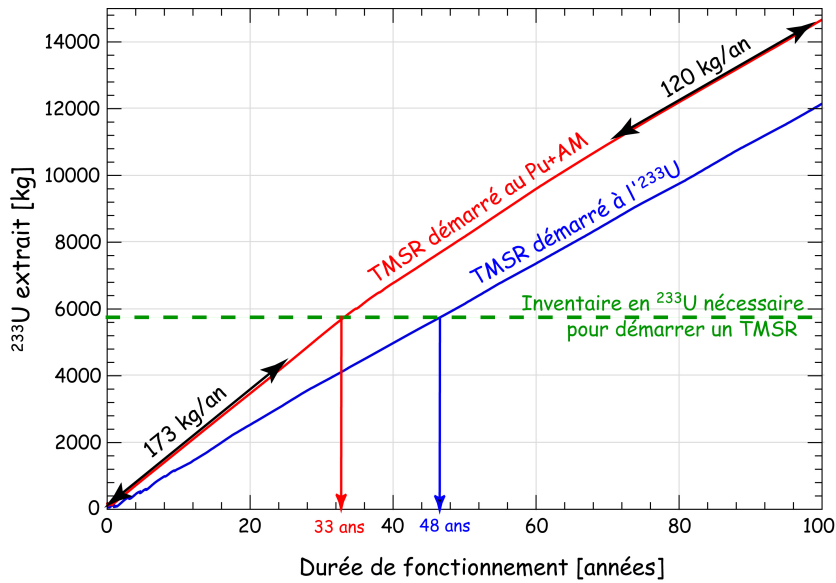


FIG. 3.7 – Cumul d' ^{233}U à l'extérieur du réacteur au cours du temps pour un TMSR démarré à l' ^{233}U et un TMSR démarré aux transuraniens, dans le cas d'un sel combustible contenant 22.5% de noyaux lourds

3.2.1.5 Production d' ^{233}U

Le déploiement d'un parc de réacteurs sous-générateurs, tels ceux de deuxième et troisième générations, repose sur les ressources fissiles pré-existantes utilisables. Un réacteur de quatrième génération, régénérateur ou surgénérateur, nécessite seulement une première charge fissile lors de sa première mise en exploitation, puis une alimentation en matière fertile, ^{232}Th ou ^{238}U . Les ressources naturelles en matière fertile, très importantes et permettant donc de produire de l'énergie nucléaire de fission durant plusieurs millénaires, ne sont plus le facteur limitant de l'électronucléaire. L'estimation des possibilités de déploiement d'un parc de réacteurs de quatrième génération est alors basée sur les capacités individuelles de production de matière fissile de chaque réacteur composant le parc. Evaluer cette capacité de déploiement de chaque réacteur considéré individuellement revient à calculer la quantité excédentaire de matière fissile (l' ^{233}U pour le cycle thorium) produite par le réacteur durant son fonctionnement. Cette quantité d' ^{233}U excédentaire produite est ensuite comparée à l'inventaire fissile initial nécessaire pour démarrer un réacteur identique.

Un exemple est représenté sur la figure 3.7, en considérant une configuration de TMSR-NM contenant 22.5% de noyaux lourds, démarrée à l' ^{233}U (courbe bleue) ou avec des transuraniens (courbe rouge). On constate que le démarrage aux transuraniens permet une production plus importante d' ^{233}U durant les vingt premières années de fonctionnement du réacteur, 60% en plus dans le cas illustré ici avec une production de 173 kg d' ^{233}U excédentaire par an contre 120 kg produit par an par le TMSR-NM démarré à l' ^{233}U . Passés ces vingt premières années de fonctionnement, les deux types de TMSR-NM produisent une quantité identique d' ^{233}U .

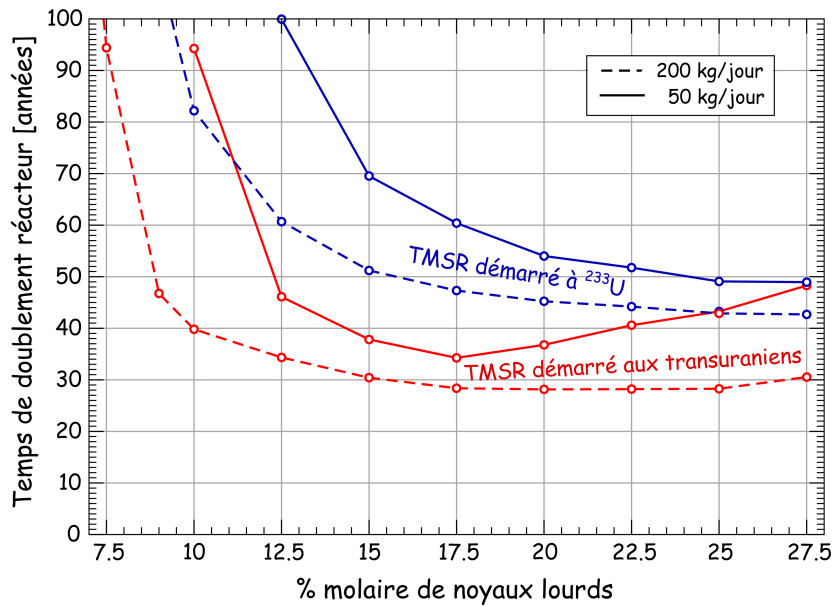


FIG. 3.8 – Temps de premier doublement du réacteur en fonction de la proportion de noyaux lourds dans le sel selon le type de démarrage et pour 50 ou 200 kg de noyaux lourds retraités par jour

Le temps de fonctionnement d'un type de réacteur nécessaire pour produire un inventaire fissile initial (ici de ^{233}U) d'un réacteur de configuration identique est appelé temps de doublement du réacteur. Sur la figure 3.7, le temps de doublement du TMSR démarré avec de ^{233}U est ainsi de 48 ans, tandis que celui du TMSR démarré avec des transuraniens est de 28 ans. Il est à noter que ces temps de doublement sont à considérer dans le cadre du démarrage de tout un parc de tels réacteurs. Le temps nécessaire pour produire la matière fissile initiale d'un nouveau réacteur sera seulement d'environ 5 ans si l'on considère par exemple un parc de dix TMSR démarrés à ^{233}U , identiques à ceux détaillés ci-dessus et produisant donc 120 kg d' ^{233}U excédentaire par an.

Les temps de doublement de toutes les configurations de TMSR-NM sont résumés sur la figure 3.8, pour deux vitesses de retraitement des réacteurs : 50 kg de noyaux lourds retraités par jour (courbes en trait plein) et 200 kg de noyaux lourds retraités par jour (courbes pointillées). Les capacités de déploiement des TMSR-NM démarrés avec de ^{233}U (courbes bleues) et ceux démarrés avec des transuraniens (courbes rouges) sont comparées.

L'utilisation de transuraniens pour démarrer des TMSR-NM permet d'atteindre des temps de doublement de réacteur minimaux de 30 à 35 ans en fonction du retraitement envisagé, contre des temps de doublement de l'ordre de 45 à 50 ans pour des TMSR-NM démarrés à ^{233}U . Cette possibilité d'utiliser des transuraniens en TMSR-NM permet donc non seulement de faire disparaître ces déchets nucléaires très radiotoxiques produits actuellement, mais aussi d'améliorer le déploiement des TMSR-NM, et donc la transition entre les réacteurs de deuxième et troisième générations et les réacteurs de quatrième génération en cycle thorium.

| Isotope | UOX 5ans | UOX 10 ans | UOX 20 ans | UOX 35 ans | UOX 50 ans | MOX 5 ans | MOX 10 ans | MOX 20 ans | MOX 35 ans | MOX 50 ans |
|-------------------|-------------|---------------|---------------|---------------|---------------|--------------|---------------|---------------|---------------|---------------|
| ²³⁷ Np | 6.3 | 6.2 | 6.3 | 6.6 | 6.9 | 0.3 | 0.3 | 0.3 | 0.8 | 1.2 |
| ²³⁸ Pu | 2.7 | 2.6 | 2.4 | 2.1 | 1.9 | 4.0 | 3.8 | 3.6 | 3.2 | 2.8 |
| ²³⁹ Pu | 45.9 | 46.2 | 46.3 | 46.4 | 46.5 | 33.9 | 34.0 | 34.1 | 34.2 | 34.4 |
| ²⁴⁰ Pu | 21.5 | 21.7 | 21.9 | 22.1 | 22.3 | 28.2 | 28.5 | 28.9 | 29.3 | 29.5 |
| ²⁴¹ Pu | 10.7 | 8.4 | 5.2 | 2.5 | 1.2 | 13.1 | 9.8 | 6.1 | 2.9 | 1.4 |
| ²⁴² Pu | 6.7 | 6.8 | 6.8 | 6.8 | 6.8 | 11.5 | 11.5 | 11.6 | 11.6 | 11.7 |
| ²⁴¹ Am | 3.4 | 5.6 | 8.7 | 11.2 | 12.3 | 4.7 | 7.9 | 11.6 | 14.5 | 15.7 |
| ²⁴³ Am | 1.9 | 1.9 | 1.9 | 1.9 | 1.9 | 2.9 | 2.9 | 2.9 | 2.9 | 2.9 |
| ²⁴⁴ Cm | 0.8 | 0.7 | 0.4 | 0.3 | 0.1 | 1.3 | 1.0 | 0.7 | 0.4 | 0.2 |
| ²⁴⁵ Cm | 0.1 | 0.1 | 0.1 | 0.1 | 0.1 | 0.2 | 0.2 | 0.2 | 0.2 | 0.2 |

TAB. 3.4 – Proportions molaires des isotopes transuraniens de combustibles UOX et MOX après une utilisation dans un REP standard (taux de combustion de 60 GWj/tonne), en fonction de la durée de stockage depuis la fin d’irradiation

| | UOX 5ans | UOX 10 ans | UOX 20 ans | UOX 35 ans | UOX 50 ans | MOX 5 ans | MOX 10 ans | MOX 20 ans | MOX 35 ans | MOX 50 ans |
|------------|-------------|---------------|---------------|---------------|---------------|--------------|---------------|---------------|---------------|---------------|
| Pu fissile | 8378 | 8682 | 9204 | 9715 | 9981 | 7484 | 7885 | 8396 | 8964 | 9227 |

TAB. 3.5 – Inventaires initiaux en plutonium fissile en kilogrammes, en fonction du combustible utilisé, pour un TMSR-NM contenant 22.5% de noyaux lourds

3.2.1.6 Etude de sensibilité en fonction de la qualité du plutonium initial

Afin d’évaluer la sensibilité du TMSR-NM à la composition isotopique du mélange transurarien servant initialement à l’alimenter, nous avons considéré différentes compositions de transuraniens, basées sur les compositions des combustibles UOX et MOX après des temps de stockage variant de 5 à 50 ans. Les compositions isotopiques de ces différents mélanges de transuraniens sont reportées en table 3.4, les inventaires fissiles initiaux étant listés en table 3.5 pour le cas d’un TMSR-NM contenant 22.5 % molaire de noyaux lourds.

Les TMSR-NM en spectre rapide démarrés avec des transuraniens sont peu sensibles à la composition isotopique du combustible utilisé, comme cela est visible sur la figure 3.9 qui représente la production d’²³³U en excès dans ce type de réacteurs. La variation s’élève à 5 kg par an au maximum, entre un TMSR-NM démarré avec du combustible UOX récent et un TMSR-NM démarré avec du combustible MOX ayant été stocké 50 ans. En ce qui concerne les inventaires de noyaux lourds à l’équilibre, les quantités de plutonium, neptunium et américium sont identiques quel que soit pour tous les mélanges de transuraniens considérés ici démarrage. Les différences ne sont visibles que sur la quantité finale de curium, qui varie seulement de 15 à 30 kg, et sur la quantité maximale de californium produite durant le fonctionnement, qui varie de 0.9 à 2 kg,

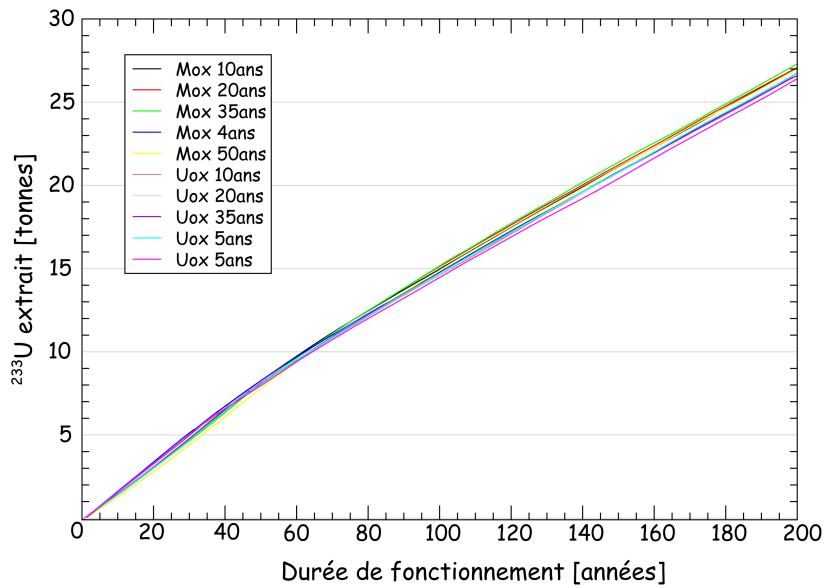


FIG. 3.9 – Production excédentaire d' ^{233}U dans le TMSR-NM contenant 22.5% de noyaux lourds et retraité en 518 jours, en fonction du mélange de transuraniens utilisé pour le démarrage du réacteur

l'équilibre sur cet élément étant presque atteint en 200 ans de fonctionnement avec des quantités variant de 0.4 à 0.8 kg .

En conclusion, les configurations en spectre rapide du TMSR-NM sont pratiquement insensibles au combustible utilisé pour les démarrer à partir de transuraniens.

3.2.1.7 Solubilité du plutonium

Dans un sel fluorure, le plutonium a une limite de solubilité plus faible que l'uranium. Aussi avons-nous confronté cette limite avec la concentration en plutonium des TMSR-NM démarrés avec des transuraniens.

La figure 3.10 présente les valeurs, obtenues par simulation, des proportions molaires maximales de plutonium dans les différentes configurations de TMSR-NM démarrés aux transuraniens (la droite rouge étant une interpolation des points noirs calculés). Ces proportions maximales de plutonium, correspondant aux proportions initiales (voir figure 3.4), varient de 2.5% pour les plus faibles pourcentages de noyaux lourds dans le sel combustible à 6.5% pour les plus forts pourcentages.

Un certain nombre d'études, au nombre desquelles les études de développement du MSBR, indiquent que cette limite de solubilité du plutonium dans un sel fluorure décroît lorsque la proportion de thorium dans le sel croît, cette limite étant d'une part dégradée quand du béryllium est ajouté au sel, et d'autre part au contraire améliorée quand la température du sel augmente ou quand la quantité de lithium contenu dans le sel augmente. L'aire jaune de la figure 3.10, représente cette limite de solubilité avec ses incertitudes. La baisse de la limite de solubilité pour les faibles pour-

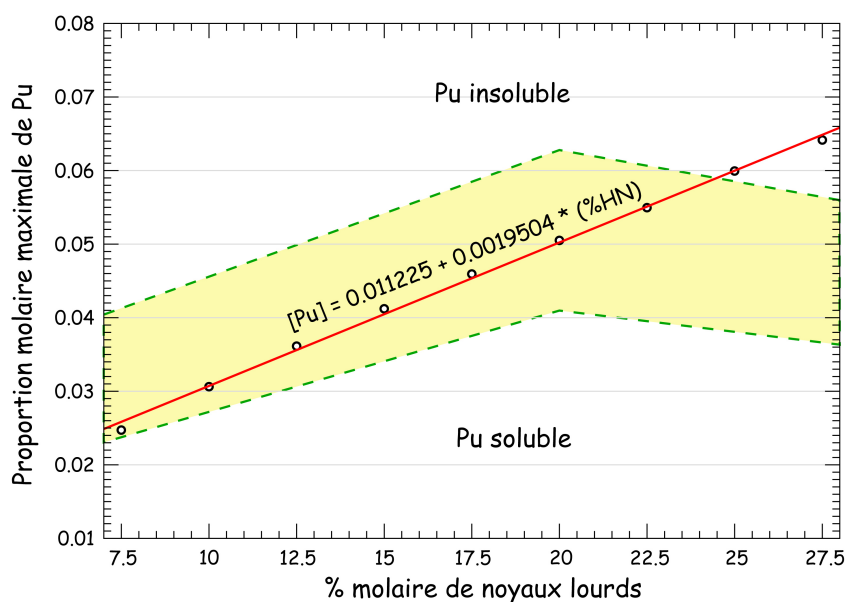


FIG. 3.10 – Proportions molaires maximales de plutonium dans le sel combustible des TMSR-NM démarrés aux transuraniens (points noirs et droite rouge), en fonction du pourcentage de noyaux lourds dans le sel. L’aire figurée en jaune représente la solubilité limite du plutonium dans le sel correspondant, en tenant compte des incertitudes sur cette solubilité limite.

centages de noyaux lourds dans le sel combustible est due à l’ajout de béryllium dans le sel, celle représentée pour les pourcentages les plus importants de noyaux lourds est due à la diminution du contenu en lithium du sel. La limite de solubilité la plus haute est ainsi obtenue avec 20% de noyaux lourds dans le sel combustible, ce qui correspond au cas où il n’y a pas de béryllium dans le sel et où la quantité de lithium est la plus élevée. Les configurations de TMSR-NM démarrées aux transuraniens et comportant plus de 22.5% de noyaux lourds dans le sel combustible risquent de rencontrer des problèmes de non-solubilité du plutonium. De nouvelles mesures plus précises de cette limite de solubilité sont cependant nécessaires avant de trancher définitivement sur cette problématique.

En tenant compte des incertitudes actuelles sur l’évaluation de cette solubilité limite, une solution consisterait à fonctionner à une température plus élevée, typiquement avec 100 degrés de plus. Ceci permet en effet d’augmenter de plus de 1% molaire la limite de solubilité du plutonium, tout en ne posant pas de problème aux matériaux de structure qui sont conçus pour fonctionner aisément jusqu’à 850°C. De plus, une telle montée en température ne change pas le comportement du TMSR-NM, quelle que soit la configuration étudiée ; et le rendement thermodynamique, et donc la puissance produite, augmentent à inventaires égaux.

Il est également envisageable de démarrer des TMSR-NM partiellement avec des transuraniens, en mélangeant une autre matière fissile telle que de l’ ^{233}U . Ajouter 1% molaire d’ ^{233}U diminue effectivement d’autant la concentration initiale en plutonium, qui ne pose alors plus de problème de solubilité. La difficulté est ici déplacée dans la production nécessaire d’ ^{233}U antérieure à l’uti-

lisation de réacteurs à sels fondus. Il faudrait alors envisager de produire cet ^{233}U dans d'autres types de réacteurs, en combustible solide donc, ce qui pose de nombreux problèmes également.

Une autre solution consiste à ajouter plutôt de ^{235}U sous forme d'uranium enrichi à la charge de transuraniens initiale du TMSR-NM. L' ^{235}U ainsi apporté, fissile, remplace une partie du plutonium, tandis que ^{238}U fertile remplace une partie du thorium initial. Il s'agit alors de démarrer avec de l'uranium enrichi, en complétant avec des transuraniens pour atteindre la criticité et avec du thorium pour parvenir à la quantité de noyaux lourds choisie dans le sel. L'idée est de faire varier l'enrichissement en ^{235}U de 5% à environ 25%, en ayant comme objectif de minimiser la demande en uranium naturel. Il est alors possible, pour chaque enrichissement en ^{235}U , de rechercher la proportion de Th pour minimiser la proportion de Pu. Des études préliminaires ont ainsi montré par exemple que, dans le cas d'un uranium enrichi à 5%, une proportion de 20% de Th permettant alors de limiter la concentration en Pu à un minimum de 4%. Cependant cette concentration en plutonium est encore élevée, tandis que la proportion de 20% de thorium, limitée par la quantité importante d' ^{238}U dans l'uranium peu enrichi, est trop faible pour permettre une transition efficace et rapide vers le cycle thorium. L'utilisation d'un uranium enrichi à 15%, correspondant à 1.7% molaire d' ^{235}U dans le sel, semble nettement plus prometteuse, une proportion initiale de 40% de Th permettant alors de n'avoir besoin que de 3% molaire de Pu au démarrage. Tant la proportion suffisamment importante de thorium que celle, faible, de plutonium sont intéressantes.

Des études approfondies et systématiques restent à faire, tant au niveau du fonctionnement de tels systèmes que de leur déploiement.

3.2.2 Scénarios de déploiement européens

3.2.2.1 Initialisation des scénarios : objectifs énergétiques et caractéristiques des réacteurs

Les scénarios de déploiement présentés dans cette section s'appuient sur la progression suivante de production nucléaire : débutant en 1970, la production électronucléaire augmente jusqu'à 160 GWe.an en 2000. Nous avons ensuite supposé un doublement de la puissance nucléaire entre 2000 et 2050, suivi d'une augmentation plus lente de 0.5% par an jusqu'à 400 GWe en 2100 puis 660 GWe en 2200. L'extrapolation au-delà de 2100 permet de vérifier la pérennité de nos scénarios et nous a permis d'étudier les effets de diverses dates de démarrages (jusqu'en 2100) des réacteurs de 4^{ème} génération.

L'objectif de production choisi, ici égal à 320 GWe.an en 2050 pour l'Europe, paraît cohérent avec les projections mondiales de production électro-nucléaire exposées en détail précédemment dans ce mémoire et s'élevant à 2570 GWe.an en 2050 (tableau 3.1), plus le fait que la population européenne représentera alors environ 10% de la population mondiale.

| | Réacteur à neutrons rapides caloporté au sodium liquide (SFR) |
|----------------------------------|---|
| Puissance produite | 1 GWe |
| Début de la filière | 2040 |
| Durée de vie du réacteur | 50 ans |
| Quantité de Pu (par charge) | 6 tonnes |
| Périodicité de chargement | 5 ans |
| Nombre de charges | 2 |
| Sur-génération (par réacteur.an) | 100 kg de Pu |

TAB. 3.6 – Caractéristiques des réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs en cycle U/Pu considérés

Afin de satisfaire la demande énergétique indiquée ci-dessus et en considérant le démarrage des réacteurs de 4^{ème} génération en 2040, nous avons envisagé plusieurs scénarios de déploiement européens, en fonction de la filière de réacteurs de 4^{ème} génération choisie :

- Le premier scénario comprend des réacteurs à eau légère de deuxième et troisième générations (REP et EPR), puis des réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs en cycle U/Pu comme réacteurs de 4^{ème} génération. Nous avons plus précisément simulé des réacteurs à neutrons rapides caloportés au sodium (SFR), dont les caractéristiques sont données en table 3.6.
- Le second scénario comprend également des réacteurs à eau légère de deuxième et troisième générations (REP et EPR), puis une combinaison de TMSR-NM démarrées aux transuraniens et de TMSR-NM démarrées à l'²³³U comme réacteurs de 4^{ème} génération. Comme nous visons à clore le cycle du combustible actuel tout en effectuant la transition vers le cycle thorium, les TMSR-NM utilisant les transuraniens sont démarrés préférentiellement tant que des transuraniens produits dans les réacteurs à eau légère sont disponibles. Les résultats sont présentés ici pour des configurations TMSR-NM contenant 22.5% molaire de noyaux lourds avec un retraitement en 518 jours.

3.2.2.2 Déploiement combiné de réacteurs de 2^{ème}, 3^{ème} et 4^{ème} générations

Les résultats présentés dans la section 3.2.1 ont établi qu'un TMSR-NM n'est pas seulement capable de fonctionner en cycle Th/²³³U, mais peut aussi utiliser ces transuraniens produits dans les réacteurs actuels pour démarrer. En considérant un retraitement de son combustible à un rythme réaliste, une filière de TMSR-NM peut ainsi répondre à une demande énergétique où la production nucléaire augmenterait avec un taux annuel de 1.5% à 2.2%.

Il est également déjà possible de répondre à la question concernant les capacités de déploiement du cycle thorium comparé au cycle uranium, sans regarder le résultat du scénario de déploiement complet. En effet, le nombre de neutrons créés par fission est plus faible dans le cycle thorium, tant avec un spectre thermique que rapide, que dans le cycle U/Pu (en spectre rapide uniquement).

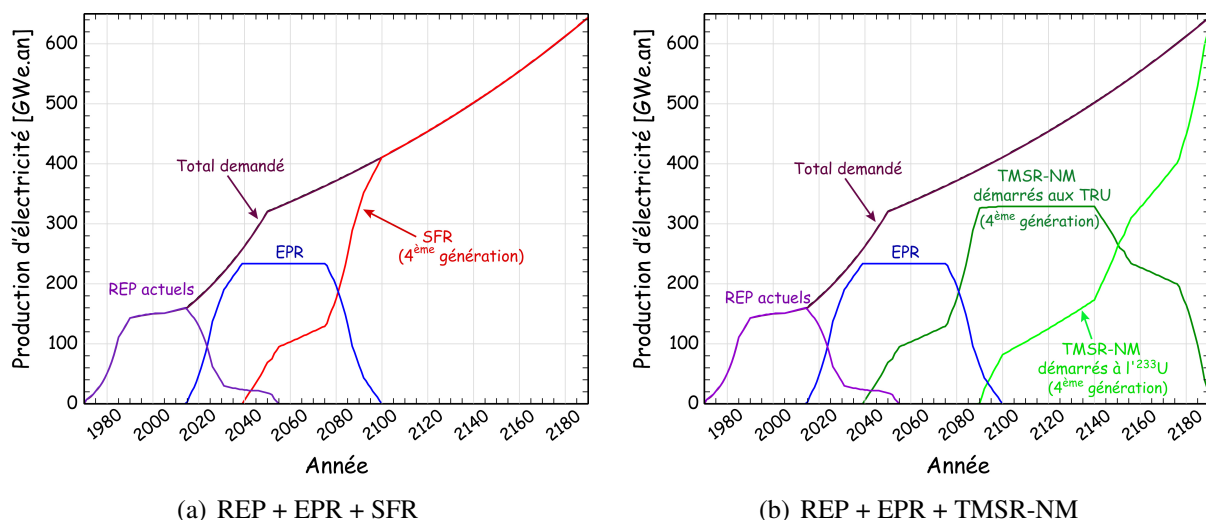


FIG. 3.11 – Déploiement européen d'un parc de réacteurs de 2^{ème}, 3^{ème} et 4^{ème} générations, en considérant des réacteurs à neutrons rapides caloportés au sodium (a) et une combinaison de TMSR-NM démarrés aux transuraniens et de TMSR-NM démarrés à l'²³³U (b).

Cela, résultant en une capacité de régénération plus faible en cycle thorium, peut faire douter de la capacité qu'aurait une filière de réacteurs en cycle thorium à permettre une transition optimale depuis les réacteurs de seconde et troisième génération. Cependant, un réacteur à neutrons rapides en combustible solide, tel le SFR illustré dans le tableau 3.6, nécessite de disposer de deux inventaires complets afin de prendre en compte le temps de refroidissement, de retraitement et de fabrication du combustible. Seule une charge fissile est nécessaire dans les réacteurs à sels fondus, du fait du retraitement semi-continu du combustible. Ceci compense la différence des potentiels de régénération des deux cycles uranium et thorium, les capacités de déploiement des deux types de filières étant équivalentes comme cela est illustré sur la figure 3.11.

La simulation de ces déploiements d'un parc électronucléaire européen a également permis d'évaluer précisément la consommation d'uranium naturelle (figure 3.12), ainsi que la production de transuraniens résultant d'un tel déploiement (figure 3.13).

Tout d'abord, concernant la quantité d'uranium naturel nécessaire pour un tel déploiement européen, nous constatons tout d'abord que les deux types de scénarios sont équivalents de ce point de vue, ce qui est logique avec les systèmes que nous utilisons ici : un SFR nécessitant deux charges fissiles de 6 tonnes de Pu chacune, et un TMSR-NM ayant besoin d'environ 12 tonnes de Pu pour démarrer, tous deux produisant 1 GWe et démarrés en 2040. Nous présentons également une étude systématique de cette consommation d'uranium naturel en fonction de la date de démarrage des réacteurs de quatrième génération, étude dont on peut tirer deux conclusions intéressantes. Tout d'abord, les excellentes capacités de surgénération des TMSR-NM sont visibles lors d'un démarrage précoce des réacteurs de 4^{ème} génération, la quantité d'uranium naturel nécessaire au démarrage d'un parc de TMSR-NM étant plus faible que celle nécessaire à un parc de SFR. Ensuite, nous constatons que les quantités d'uranium naturel pour déployer un tel parc euro-

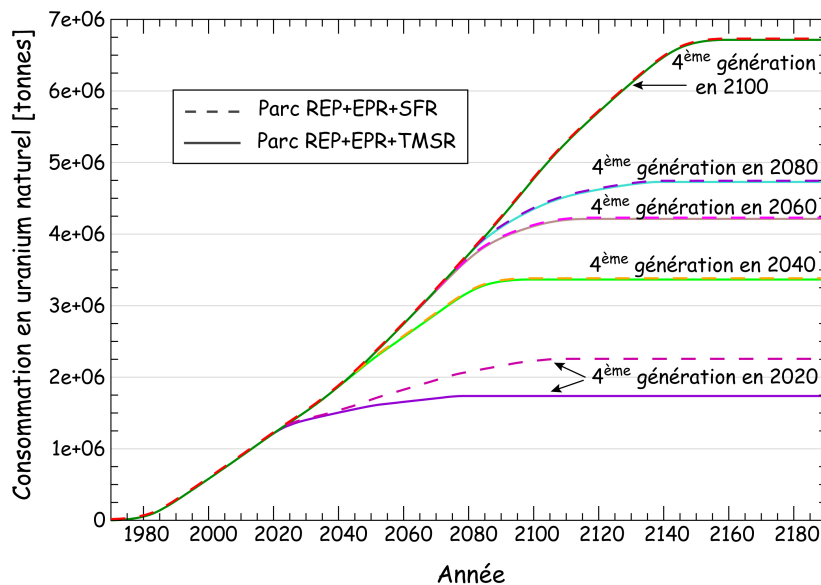


FIG. 3.12 – Uranium naturel consommé dans le cadre d’un déploiement européen de réacteurs de 2^{ème}, 3^{ème} et 4^{ème} générations, en fonction de la date de démarrage des réacteurs de 4^{ème} génération.

péen varient d’environ 2 Mtonnes à 6.75 Mtonnes pour un démarrage allant de 2020 à 2100. En se rappelant que la production européenne représente environ 10% de la production électro-nucléaire mondiale, un déploiement similaire au niveau mondial requerrait des quantités d’uranium naturel allant de 20 à 67 Mtonnes. Les ressources mondiales étant évaluées à quelques dizaines de millions de tonnes, il semble nécessaire de ne pas démarrer les réacteurs de quatrième génération trop tardivement, de préférence pas au-delà de 2060 à 2080, afin de permettre un développement durable de l’électro-nucléaire.

Nous avons ensuite cherché à évaluer chacun de ces deux scénarios de déploiement du point de vue de la gestion des déchets, gestion dont la complexité est liée à la quantité de noyaux lourds produits dans les réacteurs du parc et à la radiotoxicité de ces déchets.

Les déchets proviennent majoritairement des inventaires présents dans les réacteurs et non des rejets lors du retraitement, ceci pour des durées d’utilisation de l’électro-nucléaire inférieures à environ un millier d’années.

Comme montré sur la figure 3.13, le scénario de déploiement européen contenant des TMSR-NM permet une réduction significative des stocks de transuraniens produits lors de l’exploitation du parc de réacteurs. L’inventaire de plutonium du parc composé de réacteurs à eau légère et de TMSR-NM est réduit à 200 tonnes seulement, en comparaison des 6000 tonnes du parc basé sur les SFR. L’inventaire en uranium du scénario avec des TMSR-NM, équivalent dans ce cas de l’inventaire en plutonium du scénario avec des SFR, tourne autour de 4000 tonnes. Les stocks produits des actinides mineurs plus lourds sont également nettement réduits grâce aux TMSR-NM démarrés aux transuraniens et aidant réellement à clore le cycle du combustible actuel.

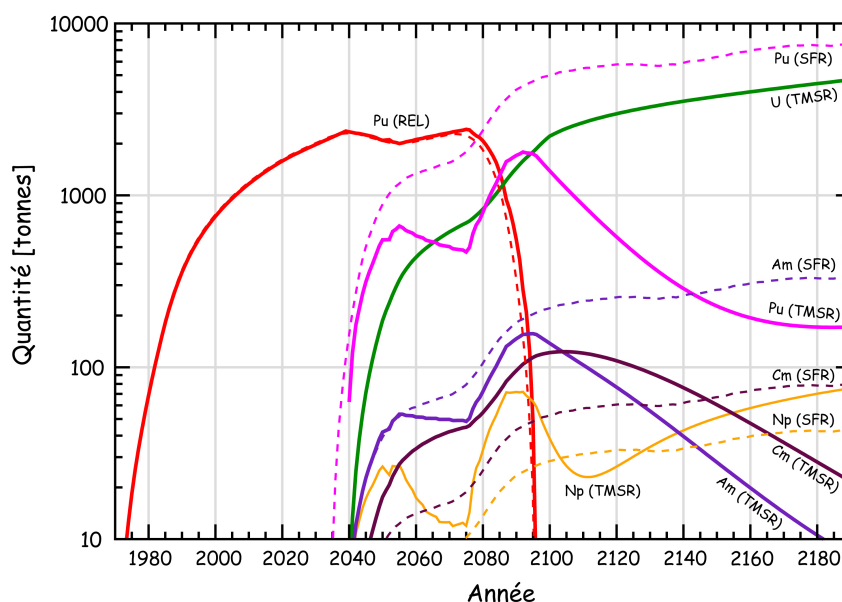


FIG. 3.13 – Stocks d'éléments transuraniens et d' ^{233}U produits lors de deux types de scénarios de déploiement européen : parc combinant des réacteurs à eau légère et des SFR (lignes pointillées), et parc combinant des réacteurs à eau légère, des TMSR-NM démarrés aux transuraniens et des TMSR-NM démarrés à l' ^{233}U (lignes solides)

3.2.2.3 Fin de cycle des TMSR-NM

Quand ce type de production d'électricité sera remplacée par une nouvelle technologie (telle la fusion par exemple), ces inventaires de noyaux lourds deviendront tous réellement des déchets dont il faudra se débarrasser. En effet, comme cela a déjà été signalé, l'inventaire en actinides d'un TMSR-NM est supérieur aux rejets pendant au moins 1000 ans, en considérant des rejets en actinides de l'ordre de 0.1% et un retraitement du volume complet du coeur en un an. Il est ainsi plus important de savoir réduire l'inventaire final lors de l'arrêt de la filière que d'améliorer encore l'efficacité de retraitement. Aussi nous sommes-nous intéressés à la fin de cycle d'un parc de TMSR-NM, en vue de réduire encore les inventaires de noyaux lourds, et par conséquent la radiotoxicité, résultant du déploiement étudié précédemment.

Nous avons considéré des TMSR-NM incinérateurs ayant la géométrie détaillée au paragraphe 2.3.1 sans la couverture fertile, et en utilisant les actinides en support inerte cette fois en coeur, non mélangés à du thorium fertile. Le but est de pouvoir utiliser le même réacteur sans couverture que celui étudié au paragraphe 2.3.6 en changeant uniquement la composition du sel en coeur. Nous avons simulé un sel combustible comportant 46.5% molaire de LiF, 11.5% molaire de NaF et 41.7% molaire de KF. Ce sel ne contenant pas de matière fertile, le contenu total en noyaux lourds est très faible, de 0.3 à 3% seulement. Ce sel a ainsi été choisi pour son point de fusion assez bas même avec une faible proportion de noyaux lourds, et pour la possibilité d'y avoir un spectre pas trop thermalisé durant tout le fonctionnement de l'incinérateur, comme illustré sur la figure 3.14.

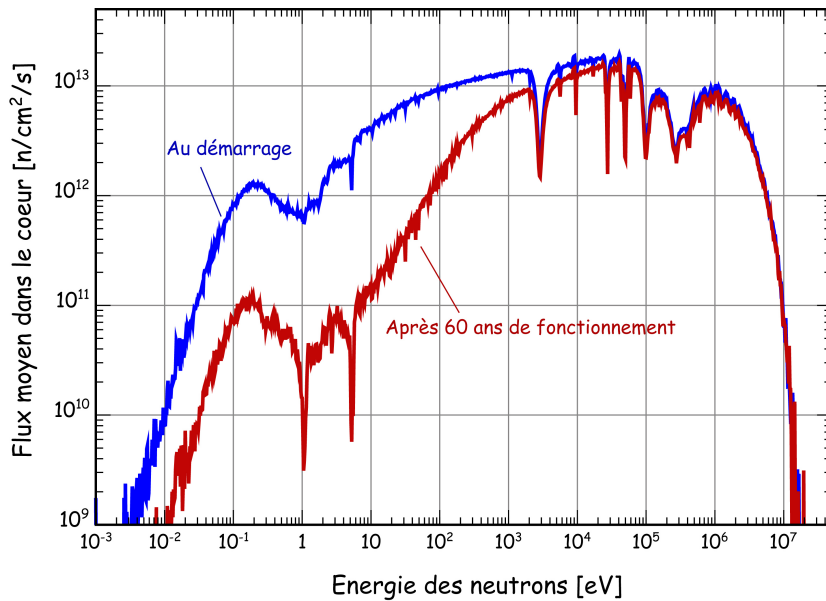


FIG. 3.14 – Spectre neutronique du TMSR-NM incinérateur au démarrage et en fin d’incinération

La charge fissile initiale, s’élevant à 680 kg pour permettre la criticité, est composée d’un mélange correspondant à tous les noyaux lourds d’un TMSR-NM à l’équilibre (voir figure 3.4 par exemple) excepté le thorium. Le réacteur ne contenant pas de matière fertile doit être alimenté en continu, avec ce même mélange de transthoriums, pour maintenir la réactivité. Les coefficients de contre-réaction de ce type de réacteur sont toujours négatifs (voir figure 3.15), bien que le coefficient d’échauffement du sel, ou coefficient Doppler, soit beaucoup moins négatif que dans le cas des TMSR-NM classiques, ceci du fait de l’absence de thorium dans le sel combustible.

Les résultats en termes d’inventaires et de taux d’incinération sont présentés dans le tableau 3.7 après 60 ans de fonctionnement de ce TMSR-NM incinérateur. Au total, il faut utiliser les inventaires en noyaux lourds (sans thorium) de 6.9 TMSR-NM contenant 22.5% de noyaux lourds (par exemple) pour démarrer puis alimenter un tel réacteur incinérateur durant ces 60 ans. Le taux d’incinération est calculé comme la quantité de l’élément en cœur en fin d’incinération divisée par l’intégrale des quantités de cet élément entrées dans le réacteur durant son fonctionnement. Le taux d’incinération moyenné sur tous les noyaux lourds est de presque 9, l’uranium étant bien sûr le plus efficacement incinéré. Seul le Cm est davantage produit que consommé dans cet incinérateur, avec un taux d’incinération inférieur à 1.

Nous avons comparé les radiotoxicités induites par ces inventaires de noyaux lourds, en comparant les cas avec ou sans incinération, comme illustré sur la figure 3.16. Si la réduction de radiotoxicité n’atteint qu’un peu plus d’un facteur 2 au début du stockage de ces déchets, par contre elle dépasse un ordre de grandeur autour de 10^4 à 10^5 années, soit exactement quand l’intégrité du stockage n’est plus assurée alors que ces déchets sont encore très actifs. Cette incinération présente donc un avantage net en terme de réduction de la radiotoxicité des déchets de la filière TMSR. Ceci permet d’atteindre un déploiement électronucléaire durable et efficace, où non seule-

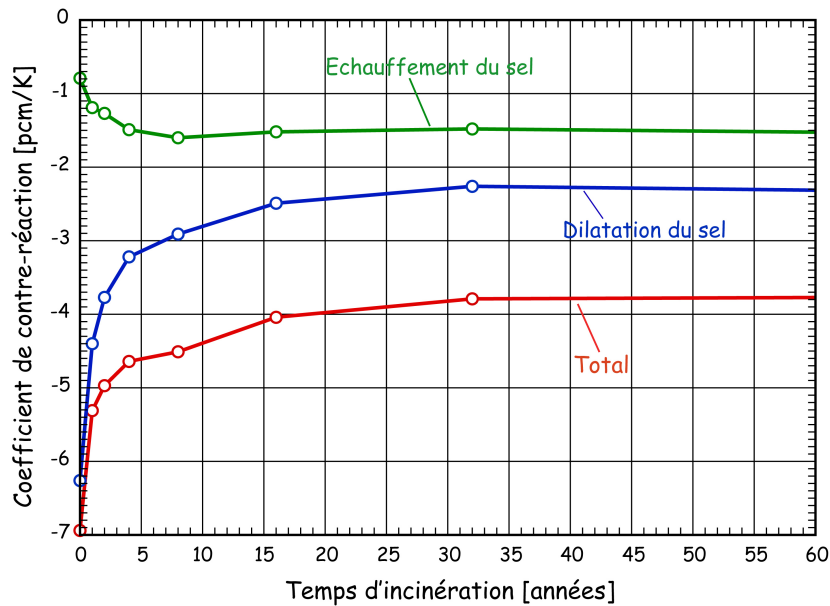


FIG. 3.15 – Evolution des coefficients de contre-réaction du TMSR-NM incinérateur durant sa durée de vie

| | Inventaires à l'équilibre de 6.9 TMSR-NM (configuration avec 22.5% de NL) | Inventaire à 60 ans du TMSR-NM incinérateur | Taux d'incinération |
|----------|---|---|---------------------|
| U | 60240 kg | 5520 kg | 10.9 |
| Np | 1160 kg | 422 kg | 2.7 |
| Pu | 2400 kg | 1210 kg | 2.0 |
| Am | 55 kg | 39 kg | 1.4 |
| Cm | 39 kg | 78 kg | 0.5 |
| Total NL | 63894 kg | 7269 kg | 8.8 |

TAB. 3.7 – Inventaires en transthoriens et taux d'incinération d'un TMSR-NM incinérateur fonctionnant 60 ans en utilisant, pour l'alimenter, l'inventaire à l'équilibre d'un TMSR-NM classique contenant 22.5% molaire de noyaux lourds

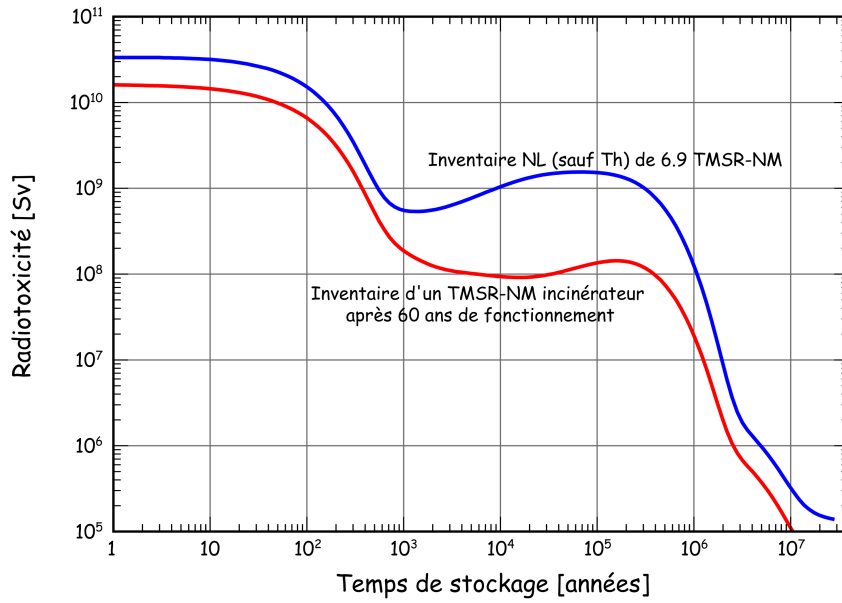


FIG. 3.16 – Radiotoxicité de l’inventaire du TMSR-NM incinérateur après 60 ans de fonctionnement (courbe rouge), comparée à la radiotoxicité des 6.9 inventaires de TMSR-NM utilisés pour le démarrer et l’alimenter (courbe bleue)

ment l’utilisation de la matière fissile, mais également la production et la gestion des déchets, sont optimisées.

Chapitre 4

CONCLUSIONS ET PERSPECTIVES

4.1 Conclusions

Le concept novateur de Thorium Salt Reactor non-modéré (TMSR-NM) présenté dans ce document est extrêmement simple et prometteur, et en ce sens ouvre un large avenir aux réacteurs à sels fondus et au cycle Thorium dans le cadre d'une future production d'énergie de fission durable.

Les études que nous menons depuis ces dernières années sur le TMSR-NM, en grande partie exposées ici, ont permis d'explorer par la simulation les capacités d'un tel système, système qui s'est révélé (et se révèle davantage à chaque étude ou test) sobre, fiable, robuste et adaptable. Nous avons ainsi démontré, via des études paramétriques, ses excellentes caractéristiques en termes notamment de paramètres de sûreté et de stabilité, de production de déchets, de capacité de déploiement ; nous avons montré également que le comportement de ce réacteur est peu sensible tant à l'efficacité du retraitement (ceci grâce à un spectre neutronique relativement rapide) qu'aux différentes modifications ou avaries - notamment variation de la température du sel, de la puissance extraite, du contenu du sel combustible ou de la couverture fertile - pouvant survenir lors de son exploitation. Enfin, la géométrie du coeur est compacte et très simple, ce qui représente un atout de conception, notamment via le fait qu'aucun élément de structure n'est présent dans la zone la plus active neutroniquement, ce qui limite les problèmes de tenue des matériaux. Cette simplicité permettra sans doute également de réduire les coûts d'un tel système, des études économiques étant nécessaires afin de confirmer ce point.

Ce réacteur prouve une nouvelle fois sa souplesse et sa fiabilité par l'utilisation possible de matières fissiles variées pour son démarrage, permettant d'envisager un déploiement d'un parc de TMSR-NM sans nécessiter la fabrication antérieure d' ^{233}U . Ainsi l'inventaire fissile relativement important, comparé aux concepts préliminaires de réacteurs à sel fondu en spectre thermique, ne bloque en rien le possible déploiement d'une filière de TMSR-NM du fait de cette utilisation possible d'autres matières fissiles au démarrage, combinée à de très bonnes capacités de régénération de ces réacteurs.

Sa capacité à démarrer avec les transuraniens produits dans les réacteurs actuels, ceci sur une base de thorium, permet ainsi de prévoir des scénarios de transition vers le cycle thorium tout en incinérant les déchets nucléaires actuels avec une très bonne efficacité. Les configurations de TMSR-NM basées sur les spectres neutroniques les plus rapides sont ici les plus efficaces, permettant de concevoir des réacteurs critiques producteurs d'énergie et incinérateurs de déchets, convertissant ainsi le plutonium et les autres actinides plus lourds en ^{233}U . Ces TMSR-NM, démarrés en cycle Th/Pu puis fonctionnant en cycle Th/ ^{233}U , sont assez similaires aux réacteurs à neutrons rapides en combustible solides fonctionnant en cycle U/Pu.

Les principaux acteurs du domaine nucléaire ont ainsi actuellement donné la priorité, en tant que système de 4^{ème} génération, au concept de réacteur à neutrons rapides à combustible solide, caloporté au sodium et basé sur le cycle U/Pu, le SFR. Ceci reflète principalement une confiance logique dans une technologie qui, bien que n'ayant pas encore atteint les performances attendues pour un réacteur de 4^{ème} génération, a été testé avec succès dans un certain nombre de projets. L'avantage des TMSR-NM tient à ses excellents coefficients de sûreté¹, tant ses coefficients de contre-réaction que son coefficient de vide, ainsi qu'à sa plus faible production de transuraniens lourds grâce à l'utilisation d'une base thorium. Aussi le TMSR-NM est-il en position très favorable pour remplir toutes les conditions fixées par le forum international Génération 4. De plus, le concept de TMSR-NM peut être très attractif pour les pays détenant des ressources importantes en thorium et ayant des marges d'ajustement restantes quant à la définition de leur politique énergétique nucléaire, tels l'Inde ou la Norvège entre autres.

Le ministère norvégien du pétrole et de l'énergie a ainsi commandité en 2007 un rapport de perspectives dédié aux ressources norvégiennes en thorium, aux possibles utilisations de ce minerai à des fins énergétiques, ainsi qu'à l'état des lieux en Norvège de la recherche, du développement et de l'enseignement dans le domaine de l'électro-nucléaire. Le conseil de la recherche norvégien a été chargé de former un comité en ce sens, le Thorium Report Committee, composé d'experts tant norvégiens que mondiaux. Le rapport intitulé 'Thorium as an Energy Source - Opportunities for Norway' et rendu public en février 2008 [48], comporte au chapitre 5 ('Nuclear Reactors for Thorium') un bilan des réacteurs nucléaires susceptibles d'utiliser le thorium, au sein duquel les caractéristiques du TMSR-NM sont détaillées. Les capacités d'incinération des réacteurs à sel fondu sont particulièrement soulignées. De plus, les conclusions du rapport soulignent logiquement que le réacteur à sel fondu est le seul système de 4^{ème} génération pouvant fonctionner avec un cycle thorium fermé.

Tous ces résultats particulièrement encourageants ont totalement renouvelé la vision que l'on pouvait avoir des réacteurs à sels fondus, et amènent à présent un nombre croissant de personnes à s'intéresser à ce concept.

¹Ces excellents paramètres de sûreté permettent notamment de s'affranchir de nombres de systèmes de sûreté actifs fort coûteux.

4.2 Développements futurs du concept - Perspectives

L'étape à venir pour le concept est la démonstration de sa faisabilité et de ses capacités, cette fois à travers la définition d'un prototype de faible puissance. Les points-clés à résoudre pour ce faire, particulièrement étudiés lors du montage du projet européen SUMO déposé en 2008 dans le cadre du 7^{ème} PCRD, sont détaillés ci-après. Enfin nous verrons les perspectives de recherche sur la thématique sels fondus et le cycle thorium dans de tels réacteurs en France puis plus précisément au sein du CNRS.

4.2.1 Projet européen SUMO - Points-clés du concept TMSR-NM

L'objet du projet européen SUMO², déposé le 15 avril 2008 en réponse à l'appel d'offre du 7^{ème} PCRD dans le volet consacré à Euratom, est d'explorer plus profondément le potentiel du TMSR-NM comme système nucléaire durable. Ce projet collaboratif de taille moyenne à petite (budget estimé à un peu moins de 3 millions d'euros) regroupe 18 instituts en France, en Allemagne, en République Tchèque, en Hongrie, aux Pays-Bas, en Italie, en Angleterre, en Slovaquie et en Russie. La responsable du projet est Sylvie Delpech du CNRS. Ce projet vise à la conception papier d'un TMSR-NM, en s'intéressant principalement à la définition de la géométrie précise du coeur, des diverses parties composant le circuit primaire, ainsi que de l'unité de retraitement.

Les études préliminaires menées pour monter le projet SUMO ont permis de faire le point sur l'état de l'art dans tous les domaines utiles à cette conception, et de dégager les points à étudier pour prouver la faisabilité du concept. La chimie des sels fondus, la physique des réacteurs et la thermohydraulique du sel étant fortement couplés dans un réacteur à sels fondus, une analyse intégrale du réacteur proposé est indispensable mais représente un réel challenge scientifique. Le projet SUMO s'appuie ainsi à la fois sur des travaux de recherche ponctuels et avancés sur certains points-clés, et sur une analyse globale, en synergie, menée en étroite collaboration par les divers acteurs du projet. Le premier aspect concerne plus spécifiquement :

- les études fines de stabilité neutronique du coeur nécessitant le couplage d'outils neutroniques et thermohydrauliques ;
- le choix de la composition du sel combustible. Le but étant d'étudier prioritairement le démarrage du TMSR-NM à partir de transuraniens, des évaluations et des mesures de solubilité du plutonium dans le sel combustible sont indispensables ;
- la viabilité du schéma de retraitement, via la validation théorique et expérimentale des différentes étapes prévues lors du retraitement du sel combustible (voir schéma 2.6) ;
- l'intégrité mécanique des structures du circuit primaire pour du fonctionnement à long terme, incluant des analyses avancées de dommages aux matériaux, ainsi que les mesures expérimentales correspondantes sur les alliages considérés.

²Titre complet : "A truly Sustainable Molten salt reactor system"

Le deuxième aspect, l'analyse conceptuelle du réacteur et des systèmes auxiliaires, doit intégrer les réalisations scientifiques et technologiques pour permettre une évaluation globale fiable du TMSR-NM, y compris bien sûr les analyses de sûreté complètes du système.

Le projet SUMO est divisé en sept groupes de travail (notés ci-dessous WP pour working packages), un groupe portant sur la gestion du projet, un autre sur les aspects de gestion de la connaissance et de formation, les cinq autres enfin dédiés au travail de recherche et développement selon le découpage suivant :

- WP1 : 'System configuration and pre-conceptual design'. Ce groupe de travail, à la définition duquel je me suis particulièrement impliquée en tant que future responsable de ce groupe si le projet SUMO est accepté, est détaillé ci-après.
- WP2 : 'Fuel salt chemistry and properties', dédié à la détermination des propriétés du sel combustible candidat pour le TMSR-NM, ainsi qu'à la chimie du sel fondu et des éléments dissous dans ce sel.
- WP3 : 'Fuel salt processing technology'. Le but de ce groupe de travail est d'établir un schéma de retraitement optimisé du combustible avec des pertes minimales de déchets et des efficacités de séparation maximales, ainsi que d'étudier les technologies disponibles. Une des tâches de ce groupe de travail portera sur l'extraction des gaz et des métaux nobles par bullage, avec une implication directe du LPSC via l'expérience de bullage statique montée actuellement sur la plateforme PEREN chimie par Véronique Ghetta.
- WP4 : 'Materials and salt chemistry control'. Ce groupe de travail se focalisera principalement sur la sélection de matériaux de structure aptes à fonctionner avec succès dans les conditions du circuit primaire du réacteur.
- WP5 : 'Safety', établira l'approche d'évaluation de la sûreté du TMSR-NM en tenant compte des réglementations actuelles et des exigences basées sur le principe de défense en profondeur. Les buts de ce groupe de travail consisteront également à étudier les procédures de démarrage et d'arrêt du réacteur, d'identifier les risques spécifiques aux réacteurs à sels fondus et les initiateurs potentiels d'accident, enfin de caractériser les scénarios accidentels en s'intéressant tout particulièrement aux mesures préventives possibles.

Je vais détailler plus finement le contenu du premier groupe de travail intitulé 'System configuration and pre-conceptual design', d'une part car j'ai en grande partie défini ce groupe de travail, ses tâches et son planning, avec l'aide des collègues impliqués dans ces recherches, d'autre part car c'est dans ce groupe que s'effectuera principalement notre contribution à ce projet européen SUMO, plus une contribution plus faible au groupe de travail sur la sûreté, et bien sûr une contribution sur le bullage d'une partie du groupe physique des réacteurs, contribution détaillée ci-dessus au sein du groupe de travail 3.

Ce groupe de travail WP1 est consacré à l'optimisation de la configuration du TMSR-NM afin de permettre la définition d'un design du système d'ici la fin du projet. Il comporte onze insti-

| Tasks | | Year 1 | Year 2 | Year 3 | Year 4 |
|--------|---|--------|--------|--------|--------|
| T1.1.1 | Neutronic benchmark specifications | M1 | | | |
| T1.1.2 | Neutronic benchmark results: analyses and recommendation | | | M5 M9 | |
| T1.1.3 | Core burn-up calculations: analyses and recommendation | | | | |
| T1.1.4 | Thermal hydraulic calculations coupled with neutronics | | | | |
| T1.1.5 | Sensitivity studies of thermal hydraulic-neutronic coupled calculations | | | | |
| T1.1.6 | Experimental results on thermohydraulic | | | | M14 |
| T1.2.1 | Out-of-reactor calculations of neutronic-processing coupling... | | | | |
| T1.3.1 | Energy conversion system, pre-conceptual design of heat exchangers | | | | M15 |
| T1.3.2 | Pre-conceptual design of the main system components | | | | |
| T1.3.3 | Design, integration results of TMSR-NM pre-conceptual design | | | | |

FIG. 4.1 – Liste et planning des livrables (représentés par les bornes orangées) prévus dans le groupe de travail 1 ‘System configuration and pre-conceptual design’ du projet SUMO ; les bornes bleues symbolisent les jalons du projet, communs à plusieurs groupes de travail. Le planning débute au démarrage du projet soit en 2009.

tuts partenaires répartis dans sept pays (France, Allemagne, Hongrie, Italie, Pays Bas, République Tchèque, Russie).

Une première tâche, dédiée aux analyses du réacteur, consistera en la conception fine du coeur du TMSR-NM à travers des études neutroniques et thermohydrauliques. Cette tâche se décompose en six sous-tâches devant donner lieu à un rapport final et nommées ‘déliverable’, notamment la définition par le CNRS-LPSC d’un premier benchmark du TMSR-NM tel que décrit dans le présent mémoire, les calculs de ce benchmark par les autres partenaires disposant d’outils de simulation neutronique afin de dégager les caractéristiques du système à optimiser, enfin les calculs couplés de neutronique et de thermohydraulique complétés d’études de sensibilité et de mesures expérimentales.

La seconde tâche consistera en l’analyse des parties hors coeur du système primaire, principalement le couplage avec l’unité de retraitement et les réservoirs de vidange ; le sel combustible y circulant, il s’agit d’évaluer les risques de re-criticité, et d’y quantifier la radioactivité et la radiotoxicité.

Finalement la troisième tâche permettra d’intégrer les résultats précédents dans une analyse conceptuelle intégrale optimisée d’un réacteur à sels fondus non modéré en cycle thorium. Ceci sera réalisé via la définition et la qualification de tous les composants du système, incluant le circuit primaire (réflecteurs, couverture, tuyaux, pompes, échangeurs de chaleur et cuve du réacteur), le circuit secondaire avec une évaluation des possibles systèmes de conversion de l’énergie. L’intégration de tous ces composants dans un design global devra enfin permettre la définition d’un TMSR-NM viable, scientifiquement et technologiquement, via une optimisation de la sûreté, des coûts et de la fiabilité.

Les livrables définis dans le cadre de ce groupe de travail, ainsi que leur planning, sont résumés sur la figure 4.1.

Le projet SUMO est étroitement connecté aux autres projets de recherche et développement existants sur les réacteurs à sels fondus et comportant donc des acteurs communs. Ainsi SUMO

pourra utiliser certains résultats du projet en cours ISTC #3749 dont une partie concerne les recherches sur les réacteurs à sels fondus, notamment sur les aspects matériaux et chimie du sel combustible. SUMO sera enfin une base solide quant à la définition du contenu scientifique et de la structure organisationnelle des recherches sur les réacteurs à sels fondus au sein du Forum International Generation4. Des échanges seront aussi possibles avec d'autres projets européens en cours dans lesquels sont également impliqués certains participants de SUMO, tels les projets ACSEPT ('Actinide reCycling by SEParation and Transmutation') et PATEROS ('Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable nuclear energy') acceptés en 2007.

Enfin le projet SUMO s'appuie bien sûr sur les programmes nationaux de recherche et développement et sur les installations expérimentales des pays impliqués. Aussi allons-nous à présent faire le point sur les perspectives de recherche sur la thématique des réacteurs à sels fondus en France, en détaillant plus particulièrement le devenir de ces recherches au CNRS.

4.2.2 Perspectives de recherche française sur les réacteurs à sels fondus

4.2.2.1 Cadre général des recherches nationales sur les réacteurs à sels fondus

Les recherches françaises sur ce système de réacteurs à sels fondus et sur le cycle thorium, ont principalement lieu au sein du CNRS, en collaboration bien sûr avec le CEA qui dirige le comité de pilotage sur les réacteurs à sels fondus du GIF et qui apporte ses connaissances approfondies et ses outils dans le domaine de la conception-système, des matériaux, de la thermohydraulique et des études de sûreté, ainsi que des procédés chimiques.

Ainsi le CEA s'est-il engagé au sein du projet SUMO à contribuer aux efforts de recherche et développement dans les domaines de la conception du système et de ses composants, des tests de corrosion des matériaux par les sels fondus, enfin au développement de modèle et de tests de qualification du schéma de retraitement.

Concernant les aspects de thermohydraulique et de sûreté, une thèse commune au CEA et au CNRS pourrait avoir lieu prochainement sur l'adaptation du code d'accident CATHARE pour les réacteurs à sels fondus.

Enfin, dans le domaine neutronique, le code ERANOS de calcul neutronique en spectre rapide du CEA sera adapté durant l'année 2008 pour l'étude des réacteurs à sels fondus puis mis à disposition du LPSC. Ceci sera réalisé dans le cadre de la thèse de Xavier Doligez, afin de confronter le couplage de codes de calcul MCNP-REM du LPSC avec ce code ERANOS testé sur les réacteurs à neutrons rapides en combustible solide, pour lesquels le CEA possède les plus vastes compétences.

Des collaborations ont également cours, via le groupement de recherche GEDEPEON, avec AREVA et EdF, cette dernière collaboration passant, dans le domaine neutronique, par le cofinancement de doctorants sur des sujets capitaux pour le développement du concept de TMSR-NM

depuis de nombreuses années. La thèse en cours de Xavier Doligez est ainsi co-financée par EdF et effectuée en collaboration avec le département SYNETICS d'EdF.

4.2.2.2 Perspectives de recherche au sein du CNRS

Nous allons à présent achever la présentation des perspectives de recherche sur les réacteurs à sels fondus en détaillant les programmes et études prévus au CNRS, en insistant sur les implications du LPSC.

Comme cela a déjà été précisé en section 1.4.1, les développements du concept de TMSR-NM ont incité le CNRS à mettre en place en 2004 un Programme Commun de Recherche sur les RSF qui regroupe ses départements de Physique, Chimie et Sciences de l'Ingénieur, ce PCR-RSF dépendant directement du programme pour l'aval du cycle électronucléaire PACEN du CNRS. Dans ce cadre, outre les simulations numériques telles celles présentées dans ce mémoire, des recherches ont été engagées sur l'ensemble des points clés à résoudre pour mener à la définition d'un TMSR-NM de démonstration. Ces recherches portent aussi bien sur des calculs ab initio des caractéristiques physico-chimiques des sels que sur des mesures expérimentales, microscopiques et macroscopiques, de ces caractéristiques. Enfin, des expériences en pyrochimie sur l'extraction des produits de fission présents dans le sel viennent valider et concrétiser tout cet ensemble de connaissances théoriques.

Le programme à court terme du CNRS a pour but de valider une configuration de référence du TMSR-NM optimale, rejoignant en cela les objectifs du projet européen SUMO. Les étapes prévues pour cela sont détaillées ci-dessous :

- **Réalisation d'un dessin complet du réacteur.** La première phase consiste à réaliser un dessin du coeur, en utilisant des simulations neutronique et thermohydraulique afin d'optimiser le dimensionnement interne. Ces études visent à avoir une distribution de vitesse la plus uniforme possible du sel lors de son passage en coeur, tout en minimisant les gradients thermiques au niveau des réflecteurs axiaux. Des études préliminaires en ce sens, incluant les échangeurs de chaleur, ont débutées récemment au LPSC avec l'appui technique de la société de service INOPRO pour les aspects thermohydrauliques.
- **Validation des différents procédés proposés pour le retraitement** en collaboration avec le CEA.
- **Mise en place d'une boucle de bullage en convection forcée.** Les études sur la tenue des matériaux et l'hydrodynamique des milieux salins éventuellement multiphasés (transport de particules et de bulles) ont menés à une demande de financement d'une boucle de sels fondus à haute température en convection forcée. Ce projet de boucle sels fondus, monté dans le cadre de l'institut CARNOT grenoblois 'Energies du futur' et intitulé TSF pour 'Technologie des Sels Fondus à haute température', est porté par Daniel Heuer du LPSC où ladite boucle

doit être installée, en association pour le moment avec les laboratoires grenoblois SIMAP (Science et Ingénierie des MATériaux et Procédés) et le LEPMI (Laboratoire d'Electrochimie et de Physico-chimie des Matériaux et des Interfaces). La construction d'une telle boucle de circulation à haute température nécessite un investissement de départ conséquent ; le financement initial nécessaire à la conception et au montage de la boucle, estimé à 350 keuros, a été accepté en mai 2008 pour une durée de 36 mois. Ce projet TSF permettra des études pratiques indispensables à la conception d'un TMSR-NM, sur la partie "circulation du sel" et le nettoyage en ligne de celui-ci par bullage d'hélium. Cette installation devrait nous permettre de prouver la possibilité de contrôler les propriétés physico-chimiques du sel et en particulier le potentiel red-ox et les aspects de corrosion. Ce projet partage des centres d'intérêts avec d'autres thèmes industriels plus classiques, notamment en ce qui concerne la maîtrise d'une circulation forcée de sel fondu, le contrôle du sel, et la mise au point d'un pompage électromagnétique indispensable pour s'affranchir des problèmes liés à la forte réactivité des sels.

- **Mesures expérimentales de propriétés physico-chimiques des sels et de coefficients de partage pour les lanthanides.**
- **Mesures expérimentales de données nucléaires concernant le cycle thorium et évaluation de ces données avec leurs incertitudes** en collaboration avec le CEA. Un financement BDI partagé CNRS-CEA pour une thèse sur cette thématique a été accepté cette année par les deux parties, prévue pour débuter en septembre 2008 et devant avoir lieu entre le LPSC et le LEPH (Laboratoire d'Etudes Physiques) du Service de Physique des Réacteurs et du Cycle.
- **Études sur les matériaux comprenant des mesures de corrosion** en collaboration avec le CEA.
- **Utilisation de tous ces résultats dans des simulations neutroniques complètes, incluant notamment la chimie des sels.** Ceci correspondant à la fois au couplage neutronique-chimique, objet premier de la thèse de Xavier Doligez, et aux simulations neutroniques similaires à celles exposées dans ce document et que nous continuons à mener afin d'optimiser le système en tenant compte des résultats attendus dans les autres étapes énoncées ci-dessus.
- **Etudes de divers scénarios nationaux et internationaux de déploiement de la filière thorium avec des TMSR-NM incluant la disponibilité de la matière fissile.** Nous avons présenté au chapitre 3 un scénario mondial uniquement basé sur des réacteurs à eau légère, nous étudions bien sûr les cas de déploiement mondial d'un parc de TMSR-NM, ceci permettant d'optimiser certains aspects du réacteur influant ses capacités de déploiement, tels son inventaire fissile et son taux de régénération en lien avec les problématiques de retraitement. Enfin nous avons présenté également un scénario de déploiement régionalisé, le cas

européen. Cependant, il est nécessaire de simuler d'autres types de déploiements d'un parc de TMSR-NM en lien avec d'autres régions du monde ayant un historique électronucléaire différent.

Cela rejoint la prise en considération de l'attractivité de ce concept de TMSR-NM pour des pays détenant des ressources importantes en thorium et étant fortement intéressés par le nucléaire de fission, tel l'Inde. Ce pays, à forte culture nucléaire mais privé d'accès aux ressources mondiales en uranium naturel du fait de la non-signature du traité de non-prolifération, est pourtant soumis à un fort développement de sa demande énergétique, et donc le développement de l'énergie nucléaire va y être très important dans les années à venir. La production d'énergie nucléaire de l'Inde, représentant actuellement 2.5% de la production électrique avec 3.5 GWe, devrait ainsi atteindre au minimum 20 GWe d'ici 2020, pour finalement représenter 25% de la production électrique en 2050 soit plus de cent fois la capacité actuelle. Or les ressources en uranium naturel de l'Inde sont limitées, estimées entre 54 et 80 ktonnes, tandis que les ressources indiennes en thorium sont très importantes, estimées à plus de 300 ktonnes. Dans ce cas, un scénario utilisant uniquement des réacteurs à eau légère est irréaliste. De même, si des réacteurs à neutrons rapides tels des SFR peuvent certes utiliser de l'uranium enrichi pour démarrer, ils fonctionnent ensuite en cycle U/Pu et non en cycle thorium. Afin de pouvoir valoriser au mieux toutes les ressources naturelles en actinides de l'Inde, il semble très intéressant d'étudier de manière approfondie et d'optimiser des TMSR-NM démarrés à l'uranium enrichi, mélangé aux transuraniens produits d'ici là dans les réacteurs à eau bouillante et à eau lourde indiens et à du thorium, tels ceux introduits en fin de section 3.2.1.7. Un scénario de déploiement basé sur de tels TMSR-NM, suivis de TMSR-NM démarrés à l' ^{233}U prenant ensuite le relais, serait optimal et pérenne dans le cas indien. De telles études sont d'autant plus intéressantes qu'à l'heure actuelle, l'Inde s'ouvre notamment dans le domaine de l'électronucléaire et semble vouloir initier des échanges internationaux. Des représentants de l'IN2P3, dont Hubert Flocard directeur du programme PACEN et Serge Kox directeur du LPSC, doivent ainsi se rendre début juillet 2008 au Bhabha Atomic Research Centre de Bombay afin de discuter des échanges possibles en recherche et développement nucléaire et d'évaluer les intérêts réciproques pouvant en résulter.

Ce riche programme de recherche illustre parfaitement le potentiel de développement considérable de ce concept de TMSR-NM, dont la simplicité, la robustesse et l'adaptabilité laissent présager une évolution passionnante et proche vers un démonstrateur. Cette réalisation permettra de concrétiser la position prometteuse que peuvent avoir les réacteurs à sels fondus comme réacteurs de quatrième génération, pour produire une grande part de l'énergie nucléaire dont le monde aura besoin dans un futur proche.

Annexe A

Curriculum Vitae

Elsa MERLE-LUCOTTE

Née le 04 février 1974 à Romans-sur-Isère, France

Situation matrimoniale : mariée

Nationalité française

Maître de conférences depuis 2000 à l'Institut Polytechnique de Grenoble (Grenoble INP) / école de Physique, d'Electronique et de Matériaux (PHELMA) et au Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie (LPSC) / IN2P3 / CNRS

Adresse :

Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie

53, avenue des Martyrs 38026 Grenoble Cedex, France

Téléphone : (33) 4 76 28 41 50 / Fax : (33) 4 76 28 40 04

Courriel : Elsa.Merle@lpsc.in2p3.fr

FORMATION

1996-1999 : Thèse de doctorat en physique des particules expérimentale, Université de Savoie, Chambéry, sous la direction de Marie-Noëlle MINARD (Laboratoire d'Annecy de Physique des Particules – IN2P3). Membre du groupe “Beyond ElectroWeak” de la collaboration internationale Aleph à LEP2 au CERN (Genève) :

- Sélection des désintégrations di-leptoniques du boson Z à LEP2, mesures des sections efficaces et des asymétries di-fermioniques, évaluation des erreurs systématiques, évaluation de limites sur des modèles de nouvelle physique (modèles composites, échanges de sneutrinos).
- Activités dans la collaboration : responsable d'une partie de la simulation officielle de l'expérience, supervision des prises de données.

1996-1999 : Moniteur à l'Université de Savoie, Chambéry. Enseignement de 64 heures par an dispensé en physique en sciences de la matière (T.D. et T.P.) aux niveaux Maîtrise et Deug. Formation suivie au Centre d'Initiation à l'Enseignement Supérieur de Grenoble.

1995-1996 : D.E.A. de physique théorique Rhône-Alpin de l'ENS Lyon et Magistère de Physique de Grenoble, mention Bien

EXPÉRIENCE PROFESSIONNELLE

Depuis septembre 2000 : **Maître de Conférences** à l'ENSPG-PHELMA / Institut Polytechnique de Grenoble, et dans le groupe Physique des Réacteurs du LPSC

1999-2000 : **Attachée Temporaire d'Enseignement et de Recherche** auprès de l'Université Joseph Fourier (Grenoble I) et de l'ex Institut des Sciences Nucléaires de Grenoble.

- Enseignement de physique en Deug Sciences de la vie (T.D. et T.P.)
- Activité de recherche : Recherche de paires de jauginos dans le cadre du modèle standard super symétrique minimal (MSSM) avec violation de la R-parité par les termes LLE dans l'expérience DELPHI à LEP2. Simulation de signal supersymétrique, mise au point d'analyses séquentielles et discriminantes, interprétation des résultats en terme de domaine d'exclusion dans le plan des paramètres du MSSM
- Membre du groupe "Supersymmetry with R-parity violation" de la collaboration Delphi et du groupement de recherche national sur la supersymétrie (groupe R-parité)
- Coordinatrice du détecteur de traces de la collaboration en prise de données
- Séminaires sur la recherche de particules supersymétriques à LEP, à l'ISN de Grenoble et au CPPM de Marseille.
- Co-encadrement d'un stagiaire de maîtrise (J. Balland) sur "Les tests de robustesse des limites sur la masse de la particule supersymétrique la plus légère dans le cadre du MSSM avec R-parité brisée dans l'expérience Delphi", de mars à juin 2000.

THÈMES DE RECHERCHE (DEPUIS 2000)

Physique des réacteurs de fission (neutronique, réacteurs de 4^{ème} génération, réacteurs à sels fondus, sûreté), Scénarios énergétiques, Mesures de données nucléaires

PRODUCTION SCIENTIFIQUE (RÉSUMÉ)

- 28 publications dont 14 en premier auteur
- 12 communications en conférences internationales, plus une en préparation
- En tant que membre des collaborations internationales ALEPH (depuis 1997) et DELPHI (1999 - 2001) en physique des particules et donc signataire des publications : 135 articles comme co-auteur dans des revues avec comité de lecture (European Physical Journal C, Physics Reports, Physics Letters B. . .)

RESPONSABILITES ADMINISTRATIVES

Titulaire de la Prime de Responsabilités Pédagogiques de l'INPG depuis 2003

Titulaire de la Prime d'Encadrement Doctoral et de Recherche depuis 2007

Depuis 2006 : Responsable du master 2 recherche Energétique Physique de la mention Physique et Ingénierie et de la spécialité de thèse 'Energétique Physique' de l'Ecole Doctorale Mécanique et Energétique

De 2002 à 2008 : Responsable du module de formation INPG sur la sûreté et la gestion des risques industriels

Depuis 2001 : Responsable de la plate-forme PLATINE d'enseignement pratique en instrumentation nucléaire / subatomique commune à Grenoble INP-LPSC-UJF

Membre de commissions et conseils :

- Conseil d'administration de l'ENSPG puis de PHELMA
- Conseil restreint de l'ENSPG
- Collège des masters et études doctorales de l'INPG (depuis 2006)
- Bureau de la commission de spécialistes de l'ENSPG (sections 28-29-63)
- Commission consultative d'enseignement
- Conseil des études et de la recherche de l'ENSPG
- Comité de lecture de la bibliothèque de PHELMA
- Comité Technique de Communication du LPSC
- Bureau de la division nucléaire de la Société Française de Physique (SFP)
- Bureau de la commission Energie de la SFP
- Comité d'organisation des Rencontres Jeunes Chercheurs de la SFP (depuis 2005)
- Comité scientifique de l'école Joliot-Curie (depuis 2008)
- Bureau de la section Alpes de la Société Française d'Energie Nucléaire (SFEN)
- Editorial Board de l'International Journal of Nuclear Energy Science and Technology (In-
derscience)

Annexe B

Production scientifique

B.1 Publications

B.1.1 Publications dans des revues avec comité de lecture

- S. Delpech, E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, L. Mathieu, G. Picard, “**Reactor physics and reprocessing scheme for innovative molten salt reactor system**”, publication prévue dans J. of Fluorine Chemistry (2008)
- D. Heuer et E. Merle-Lucotte, “**Un concept innovant : les réacteurs à sels fondus**”, publication prévue dans Science au Présent 2009, complément annuel scientifique de l’Encyclopedia Universalis (2009)
- E. Merle-Lucotte, L. Mathieu, D. Heuer et al, “**Influence of the reprocessing and salt composition on molten salt reactor behavior**”, Nuclear Technology, Volume 163 Number 3, pp 358-365 (2008)
- L. Mathieu, D. Heuer, E. Merle-Lucotte, R. Brissot, C. Le Brun, D. Lecarpentier, E. Liatard, J.M. Loiseaux, O. Méplan, A. Nuttin, “**Possible Configurations for the TMSR and advantages of the Fast Non Moderated Version**”, publication prévue dans Nuclear Science and Engineering (2008)
- E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, “**Introduction to the Physics of Molten Salt Reactor**”, Materials Issues for Generation IV Systems, NATO Science for Peace and Security Series - B, Editions Springer, pages 501-521 (2008)
- C.W. Forsberg, C. Renault, C. Le Brun, E. Merle-Lucotte, V. Ignatiev, “**Liquid Salt Applications and Molten Salt Reactors**”, Revue Générale du Nucléaire N° 4/2007, p 63-71 (2007)
- E. Merle-Lucotte, D. Heuer, C. Le Brun, J.-M. Loiseaux, “**Scenarios for a Worldwide Deployment of Nuclear Power**”, International Journal of Nuclear Governance, Economy and Ecology, Volume 1, Issue 2, pp 168-192 (2006)
- L. Mathieu, D. Heuer, R. Brissot, C. Le Brun, E. Liatard, J.M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, A. Nuttin, J. Wilson, C. Garzenne, D. Lecarpentier, E. Walle, “**The Thorium Molten Salt Reactor : Moving on from the MSBR**”, Prog. in Nucl. En., vol 48, pp. 664-679 (2006)

- D. Heuer, E. Merle-Lucotte, L. Mathieu, “**Concept de réacteurs à sels fondus en cycle thorium sans modérateur**”, Revue Générale du Nucléaire N° 5/2006, p 92-99 (2006)
- A. Nuttin D. Heuer, A.Billebaud, R. Brissot, C. Garzenne, C. Le Brun, D. Lecarpentier, E. Liatard, J.M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, J. Wilson, “**Potential of Thorium Molten Salt Reactors**”, Prog. in Nucl. En., vol 46, p. 77-99 (2005)
- Soule R., Assal W., Chaussonnet P., Destouches C., Domergue C., Jammes C., Laurens J.-M., Lebrat J.-F., Mellier F., Perret G., Rimpault G., Servièrè H., Imel G., M. Thomas G., Villamarin D., Gonzalez-Romero E., Plaschy M., Chawla R., L. Kloosterman J., Rugama Y., Billebaud A., Brissot R., Heuer D., Kerveno M., Le Brun C., Liatard E., Loiseaux J.M., Méplan O., Merle E., Perdu F., Vollaie J., Baeten P., “Neutronic studies in support of accelerator-driven systems : The MUSE experiments in the MASURCA facility”, Nuclear Science and Engineering volume 148, p. 124-152 (2004) D.Kerdraon, A.Billebaud, R.Brissot, B.Carluéc, S.David, D.Heuer, C.Le Brun, E.Liatard, J-M Loiseaux, O.Méplan, E.Merle-Lucotte, H.Nifenecker, D.Verrier, “**Characterization and Extrapolation of a Conceptual Experimental Accelerator Driven System**”, Nuclear Energy, Volume 42, N° 1, pp. 11-24 (2003)
- F. Perdu, J-M Loiseaux, A.Billebaud, R.Brissot, D.Heuer, C.Le Brun, E.Liatard, O.Méplan, E.Merle-Lucotte, H.Nifenecker, J. Vollaie, “**Prompt Reactivity Determination in a Subcritical Assembly through the Response to a Dirac Pulse**”, Progress in Nuclear Energy, Volume 42, N° 1, pp 107-120 (2003)

B.1.2 Autres publications dans des revues avec comité de lecture

Ayant effectuée ma thèse en physique des particules, dans la collaboration internationale ALEPH du CERN à Genève, je suis signataire de tous les articles publiés par ALEPH, soit 114 articles dans des revues à comité de lecture depuis 1998. J’ai fait partie également durant un an en tant qu’ATER d’une autre expérience du CERN, la collaboration DELPHI et suis ainsi signataire d’une vingtaine d’articles dans des revues à comité de lecture dans ce cadre.

Les articles concernant directement mes travaux dans ce domaine sont les suivants :

- “**Fermion pair production in e^+e^- collisions at 189-209 GeV and constraints on physics beyond the Standard Model**”, ALEPH Collaboration, European Physical Journal C 49 (2007)
- “**Search for neutralino pair production at $\sqrt{s} = 189$ GeV**”, DELPHI collaboration, European Physical Journal C 19, 201-212 (2001)
- “**Search for SUSY with R-parity violating $LL\bar{E}$ couplings at $\sqrt{s}=189$ GeV**”, DELPHI Collaboration, Physics Letters B 487, 36-52 (2000)
- “**Study of Fermion Pair Production in e^+e^- Collisions at 130-183 GeV**”, ALEPH Collaboration, European Physical Journal C 12, 183-207 (2000)

B.1.3 Actes de conférence

- E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, X. Doligez, V. Ghetta, C. Le Brun, “**Optimization and simplification of the concept of non-moderated Thorium Molten Salt Reactor**”, Contribution 355, Actes de conférence de l’International Conference on the Physics of Reactors PHYSOR, Interlaken, Switzerland (2008)
- X. Doligez, D. Heuer, E. Merle Lucotte, S. Delpech, V. Ghetta, M. Allibert, G. Picard, “**Neutronic and Radioactivity Assessment of the Non-Moderated Thorium Molten Salt Reactor (TMSR-NM) Reprocessing Unit**”, Actes de conférence de la Joint Symposium on Molten Salts MS8, Kobe, Japan (2008)
- E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, “**Introduction of the Physics of Molten Salt Reactor**”, Actes de conférence du NATO institute of advanced studies on Materials for Generation-IV Nuclear Reactors (MatGen4) (2007)
- E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, L. Mathieu, R. Brissot, E. Liatard, “**The Thorium Molten Salt Reactor : Launching the Thorium Cycle while Closing the Current Fuel Cycle**”, Contribution 2.47, Actes de conférence de la European Nuclear Conference (ENC2007), Bruxelles, Belgique (2007)
- E. Merle-Lucotte et R. Brissot, “**Physics and Engineering of Nuclear Reactors at the Ecole Nationale Supérieure de Physique de Grenoble of the Institut Polytechnique de Grenoble**”, Actes de conférence de la European Nuclear Conference (ENC2007), Bruxelles, Belgique (2007)
- E. Merle-Lucotte, D. Heuer, C. Le Brun, M. Allibert, V. Ghetta, L. Mathieu, R. Brissot, E. Liatard, “**The Non-Moderated TMSR, an Efficient Actinide Burner and a Very Promising Thorium Breeder**”, Actes de conférence de la Global2007 International Conference, La Boise, USA (2007)
- E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, L. Mathieu, R. Brissot, E. Liatard, “**Optimized Transition from the Reactors of Second and Third Generations to the Thorium Molten Salt Reactor**”, Contribution 7186, Actes de conférence de ICAPP (International Congress on Advances in Nuclear Power Plants), Nice, France (2007)
- E. Merle-Lucotte, D. Heuer, C. Le Brun, L. Mathieu, R. Brissot, E. Liatard, O. Meplan, A. Nuttin, “**Fast Thorium Molten Salt Reactors started with Plutonium**”, Actes de conférence de International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), Reno, USA (2006)
- E. Merle-Lucotte, D. Heuer, L. Mathieu, C. Le Brun, “**Molten Salt Reactor : Deterministic Safety Evaluation**”, Actes de conférence de la European Nuclear Conference, Versailles, France (2005)
- L. Mathieu, D. Heuer, R. Brissot, C. Garzenne, C. Le Brun, D. Lecarpentier, E. Liatard, J.M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, A. Nuttin, “**Proposal for a Simplified Thorium Molten Salt Reactor**”, Actes de conférence de la Global 2005 Conference, Tsukuba, Japan (2005)
- E. Merle-Lucotte, L. Mathieu, D. Heuer et al, “**Influence of the Reprocessing on Molten Salt Reactor Behaviour**”, Actes de conférence du 7th International Symposium on Molten Salts Chemistry and Technology, Toulouse, France (2005)

- E. Merle-Lucotte, L. Mathieu, D. Heuer, J.-M. Loiseaux et al, “**Molten Salt Reactors and Possible Scenarios for Future Nuclear Power Deployment**”, Actes de conférence de la PHYSOR 2004 International Conference - The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems : Global Developments, Chicago, USA (2004)
- Billebaud A., Vollaire J., Brissot R., Heuer D., Le Brun C., Liatard E., Loiseaux J.M., Meplan O., Merle-Lucotte E., Nuttin A., Perdu F., Destouches C., Chaussonnet P., Laurens J.M., Rugama Y., “**Reactivity measurements and neutron spectroscopy in the MUSE-4 experiment**”, Actes de conférence de la PHYSOR 2004 International Conference, Chicago, USA (2004)
- L. Mathieu, D. Heuer, A. Nuttin, F. Perdu, A. Billebaud, R. Brissot, C. Le Brun, E. Liatard, J.M. Loiseaux, O. Meplan, E. Merle-Lucotte, S. David, C. Garzenne, D. Lecarpentier, “**Thorium molten salt reactor : from high breeding to simplified reprocessing**”, Actes de conférence de la GLOBAL 2003 International Conference, New-Orleans, USA (2003)
- A. Billebaud, R. Brissot, D. Heuer, M. Kerveno, C. Le Brun, E. Liatard, J.-M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, F. Perdu, J. Vollaire (ISN) ; C. Destouches, P. Chaussonnet, J.-M. Laurens (CEA Cadarache) ; and on behalf of the MUSE European collaboration, “**The MUSE-4 Experiment : Prompt Reactivity and Neutron Spectrum Measurements**”, Actes de conférence de PHYSOR 2002 - International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology : Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing, Seoul, Kore (2002)
- A. Nuttin, D.Heuer, A.Billebaud, R.Brissot, A.Giorni, C.Le Brun, J.M.Loiseaux, O.Méplan, E.Merle, H.Nifenecker, S.David, “**Thorium fuel cycles : a graphite-moderated molten salt reactor versus a fast spectrum solid fuel system**”, International Conference GLOBAL 2001, Actes de conférence sur CDROM (2001)
- E. Merle-Lucotte on behalf of the ALEPH Collaboration, “**Difermionic measurements with the Aleph detector at LEP2 and interpretations**”, Lake Louise International Winter Institute, session Electroweak Physics, Lake Louise, Canada (1999)

B.2 Communications

B.2.1 Conférences internationales

- Communication orale “**Optimization and simplification of the concept of non-moderated Thorium Molten Salt Reactor**”, International Conference on the Physics of Reactors PHYSOR, Interlaken, Suisse (2008)
- Cours invité “**Introduction to the physics of molten salt reactors**” (1h) à l’Institut d’Etude Avancée de l’OTAN : MATGEN-IV (Materials for Generation-IV Nuclear Reactors)’, Cargèse, France (2007)
- Cours invité “**Molten Salt Reactor and Thorium Fuel Cycle**” (1h30) au séminaire international de l’ENEN sur les systèmes nucléaires de 4eme génération, Saclay, France (2007)

- Communication orale “**The Thorium Molten Salt Reactor : Launching the Thorium Fuel Cycle while Closing the Current Fuel Cycle**”, European Nuclear Conference, Bruxelles, Belgique (2007)
- Communication orale “**Physics and Engineering of Nuclear Reactors at the Ecole Nationale Supérieure de Physique de Grenoble of the Institut Polytechnique de Grenoble**”, European Nuclear Conference, Bruxelles, Belgique (2007)
- Communication orale “**Optimized Transition from the Reactors of Second and Third Generations to the Thorium Molten Salt Reactor**”, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Nice, France (2007)
- Communication orale “**Fast Thorium Molten Salt Reactors started with Plutonium**”, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Reno, USA (2006)
- Conférence invitée “**Futur du Nucléaire – Nucléaire du futur**”, Rencontres Jeunes Chercheurs de la Société Française de Physique (SFP), Les Houches, France (2006)
- Communication orale “**Molten Salt Reactor : Deterministic Safety Evaluation**”, European Nuclear Conference, Versailles, France (2005)
- Communication orale “**Influence of the Reprocessing on Molten Salt Reactor Behaviour**”, 7th International Symposium on Molten Salts Chemistry and Technology, Toulouse, France (2005)
- Communication orale “**Molten Salt Reactors and Possible Scenarios for Future Nuclear Power Deployment**”, International Conference PHYSOR2004 – The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems : Global Developments, Chicago, USA (2004)
- Communication orale, “**Research of supersymmetry with R-parity violation in the DELPHI collaboration**”, annual conference of the American Physical Society, Los Angeles, USA (2000)
- Communication orale au nom de la collaboration Aleph, “**Difermionic measurements with the Aleph detector at LEP2 and interpretations**”, Lake Louise International Winter Institute, session Electroweak Physics, Lake Louise, Canada (1999)

B.2.2 Conférences nationales et ateliers de travail

- Présentation du bilan 2008 des activités françaises (CNRS, CEA) sur les thématiques des réacteurs à sels fondus lors du comité de pilotage ‘Molten Salt Reactor’ du forum international GENIV, Paris, France (2008)
- Présentations régulières lors des réunions de l’action européenne ALISIA en préparation du 7eme PCRD
- Présentation du concept de TMSR lors du comité de pilotage ‘Molten Salt Reactor’ du forum international GENIV, Rez, Tchéquie (2007)
- Présentations régulières aux réunions bilans du Programme Commun de Recherche ‘Réacteurs à Sels Fondus’ (PCR-RSF) du CNRS

- Présentations régulières aux réunions bilans et aux réunions de travail du Groupement de Recherche GEDEPEON (CEA-CNRS-EDF)
- Café des sciences, “Les maths...c’est pas sorcier !”, Lycée ‘Portes de l’Oisans’, Vizille (mai 2008)
- Conférences “Futur du Nucléaire – Nucléaire du futur” (1h) dans le cadre de la formation des professeurs de sciences physiques et chimiques des lycées du rectorat de Grenoble (Ardèche, Drôme, Isère, Savoie) (2006)
- Conférence sur les activités de recherche “Nucléaire du futur” du Groupe Physique des Réacteurs lors de l’inauguration de la plateforme PEREN, LPSC Grenoble (janvier 2004)

Annexe C

Animation et administration de la recherche

C.1 Activités d'encadrement

THÈSES DE DOCTORAT

Sandra POUMEROULY : 'Aspects neutroniques de la conception c^{1/2}ur liés à l'étude d'accidents dans les RNR-Na de génération IV' (CEA Cadarache), début novembre 2007. Directeur de thèse : Gérald RIMPAULT (CEA Cadarache)

Xavier DOLIGEZ : 'Couplage de la neutronique et de l'unité de retraitement chimique du Thorium Molten Salt Reactor' (LPSC Grenoble), début septembre 2007. Directeur de thèse : Daniel HEUER (DR2 – LPSC)

Marie-Anne COGNET : 'Mesure du rapport alpha de la section efficace moyenne de capture de l'Uranium 233 sur celle de fission, sur la plate-forme PEREN' (LPSC Grenoble), soutenance le 20 décembre 2007 - Encadrement quasi intégral (75-80%). Directeur de thèse : Daniel HEUER (DR2 – LPSC)

STAGES DE MASTER 2 RECHERCHE

Xavier DOLIGEZ : 'Etude par simulation numérique du retraitement des déchets du Thorium Molten Salt Reactor' (mars – aout 2007)

Marie-Anne COGNET : 'Etude de sensibilité de la mesure du rapport alpha de la section efficace de capture de l'Uranium 233 sur celle de fission, sur la plate-forme PEREN' (mars – aout 2004)

Christophe CAVALIER : 'Faisabilité de la mesure du rapport alpha de la section efficace de capture de l'Uranium 233 sur celle de fission sur la plate-forme PEREN' (mars – juillet 2003)

C.2 Participation à des contrats de recherche et collaborations

Action Concertée Incitative (ACI) Jeunes Chercheurs : ‘Filières Innovantes pour un Nucléaire Durable’ (ACI FIND)

Durée : 3 ans (2004 - 2007)

Coordinateur : S. David (IPN Orsay)

Partenaires académiques : Institut de Physique Nucléaire (Orsay), Laboratoire de Physique Subatomique et des Technologies associées (Nantes), Laboratoire de Physique Corpusculaire (Caen)

Action européenne ALISIA (Assessment of LIquid Salts for Innovative : Specific Support Action de l’Europe)

Durée : 15 mois (janvier 2007 - Mars 2008)

Objectif : Préparation d’un réseau à présenter au premier appel du 7ème PCRD. Notre travail s’est inscrit plus précisément dans deux des cinq groupes de travail, ‘Physique des réacteurs’ et ‘Evaluation de sûreté’

Implication : Représentante du CNRS pour la neutronique

Projet européen SUMO (SUStainable MOlten salt reactor system) du 7ème PCRD

Dépôt : Avril 2008 (en cours d’évaluation)

Budget demandé : 2.9 Meuros

Implication : Responsable du WP1 ‘System configuration and pre-conceptual design’ (11 partenaires dans 7 pays, budget demandé pour le WP1 : 600 keuros, pour un total de 150 hommes-mois)

Forum international Génération 4, concept “Molten Salt Reactor”

Objectif : Etablir le programme de recherche sur le concept de réacteurs à sels fondus pour les 10 à 15 ans à venir

Pays partenaires : France, Euratom, Etats-Unis, Russie (observateur), Japon (observateur)

Implication : Observatrice au comité de pilotage du concept “Molten Salt Reactor”

C.3 Animation scientifique

C.3.1 Participation à la vie du LPSC

- **Membre du Conseil d’Unité** de 2002 à 2006
- **Membre du Comité Technique de Communication** depuis 2007. L’organisation du laboratoire a été revue en janvier 2007 avec la mise en place de comités techniques en lien avec les services, soit six comités (administratif, communication, électronique, SDI, informatique, mécanique). Ces comités permettent de réunir personnels des services techniques et physiciens utilisateurs afin de réfléchir en commun au fonctionnement des services.

C.3.2 Animation et diffusion de la recherche

- Membre du bureau de la division nucléaire de la Société Française de Physique (SFP) et webmaster du site de la division
- Membre du bureau de la commission Energie de la SFP, en charge des contacts avec l'enseignement et la formation
- Membre depuis 3 ans du comité d'organisation des Rencontres Jeunes Chercheurs de la SFP
- Membre du comité d'organisation de la Journée 2008 des divisions Physique des Particules et Physique Nucléaire de la SFP, journée consacrée à l' 'Organisation Future de la Recherche en France'
- Membre du bureau de la section Alpes de la Société Française d'Energie Nucléaire (SFEN), correspondante pour le bureau Jeunes Sociétaires de l'école d'ingénieurs PHELMA de Grenoble INP
- Participation à des conférences en lycée sur le thème 'Nucléaire du futur - Futur du nucléaire' en 2007
- Participation à un bar des sciences sur le thème 'Les maths... c'est pas sorcier !' à Vizille en mai 2008

Annexe D

Activités d'enseignement et responsabilités à l'ENSPG - PHELMA

D.1 Activités d'enseignement

J'ai débuté l'enseignement en même temps que la recherche, en 1996, tout d'abord en tant que monitrice (soit 64 heures équivalent TD par an) à l'université de Chambéry et à l'IUT d'Annecy durant mes trois années de thèse, puis en tant qu'attachée temporaire d'enseignement et de recherche (92 heures équivalent TD) à l'université Joseph Fourier de Grenoble, et enfin dans mon poste de maître de conférences à l'ENSPG soit un service d'enseignement d'environ 250 heures équivalent TD par an depuis 2000.

Mes quatre premières années d'enseignement ont consisté en des travaux dirigés et des travaux pratiques de physique générale (mécanique, électricité, optique, radioactivité) du Deug à la Maîtrise. La diversité des matières et des étudiants que l'on m'a confiés m'ont permis de découvrir le métier d'enseignante d'une manière très intéressante et instructive, ceci complété par la formation dispensée par le Centre d'Initiation à l'Enseignement Supérieur durant le monitorat. J'ai eu la chance d'obtenir en 2000 mon poste actuel, mon service se composant à présent des enseignements suivants :

- Cours de physique nucléaire (24h) en 1ère année d'école d'ingénieurs ENSPG
- Cours d'interaction rayonnement-matière (20h) en 2ème année d'ENSPG, en filière Génie Energétique et Nucléaire
- Cours de programmation scientifique et algorithmique (60h) en 1ère année d'école d'ingénieurs ENSPG
- Cours de Méthodes expérimentales en physique subatomique (21h) en tronc commun du master 2 Physique spécialité Recherche 'Physique Subatomique et Astroparticules' de Grenoble

- Cours de ‘Sûreté nucléaire’ et ‘Documents de sûreté’ dans le module de formation Sûreté et Gestion des Risques Industriels (12h) aux élèves-ingénieurs en 3ème année de l’INPG (ENSEEG – ENSGI - ENSPG)
- Examen ‘Projets bibliographiques’ en Master 2 Recherche Energétique Physique
- Travaux pratiques d’instrumentation nucléaire en 3ème année de l’ENSPG, filière Génie Energétique et Nucléaire, et en Master 2R Energétique Physique

D.2 Responsabilités pédagogiques

D.2.1 Master 2 recherche Energétique Physique

Depuis juin 2006, je suis responsable du master 2 recherche (ex-DEA) Energétique Physique, spécialité de la mention de master Physique, ainsi que de la spécialité de thèse ‘Energétique Physique’ de l’Ecole Doctorale Mécanique et Energétique. J’ai de plus assuré la rédaction de la demande d’habilitation de la formation dans le cadre du quadriennal 2007-2011. Enfin, je fais partie du collège des masters et études doctorales de l’INPG.

La spécialité recherche Energétique Physique a été rattachée au Master Physique et Ingénierie de l’INPG et de l’UJF en 2007. Elle est co-habilitée par l’INSTN dont les intervenants assurent une partie des cours dispensés. Les enseignements sont en liens étroits avec les enseignements de la filière Génie Energétique et Nucléaire de l’ENSPG, avec une ouverture importante sur les thèmes de l’énergétique au sens large, incluant les énergies renouvelables... La spécialité Energétique Physique est en effet centrée sur trois secteurs : Nucléaire, Mécanique des Fluides et Transferts Thermiques, et Matériaux. Les thématiques scientifiques concernent plus particulièrement les concepts de base de la physique des réacteurs nucléaires, les phénomènes de transfert (énergie, chaleur et matière) et la physique des matériaux pour l’énergétique. Les cours sont dispensés dans le domaine de l’énergétique nucléaire (Neutronique des réacteurs, aval du cycle nucléaire, modélisation en thermo-hydraulique, simulation des réacteurs, techniques de mesures nucléaire et hydraulique associées), de la conversion et du stockage de l’énergie (pile à combustible, hydrogène), de l’énergie solaire (photothermique et photovoltaïque), de la physique des matériaux (matériaux nouveaux, supraconducteurs, nanophysique), de la microthermique et la microfluidique, de la cryogénie, cryophysique et matériaux basses températures, et enfin la physique des plasmas (fusion).

La spécialité Energétique Physique comporte des cours communs, des cours spécialisés répartis en trois filières, Energétique nucléaire, Physique des transferts, Matériaux et énergie et un projet d’initiation à la recherche pendant le premier semestre. Depuis plus de 6 ans, certains étudiants de la filière ‘Energétique nucléaire’ de la spécialité complètent leur diplôme de master Energétique

Physique par la formation JUAS, l'INPG étant aussi partie prenante de l'école européenne JUAS (Joint Universities Accelerator School), de renommée mondiale. Les étudiants suivant la formation JUAS dans le cadre du master 'Physique et Ingénierie' spécialité Energétique Physique n'ont pas à payer les droits d'inscription particuliers de la formation JUAS, ceci étant compris dans leur inscription au master. De plus, ils sont logés sur le site de la formation durant les trois mois de sa durée (janvier – mars).

Environ 45% des étudiants diplômés de la spécialité Energétique Physique poursuivent en thèse, 100% des étudiants ayant souhaité obtenir une bourse de thèse ayant été satisfaits toutes les années passées. Les autres diplômés ont choisi de se diriger vers des débouchés industriels, les offres d'emploi étant en hausse dans le domaine de l'énergétique, ceci étant amené de plus à augmenter encore dans les années à venir.

Outre la gestion pédagogique du master Energétique Physique, je m'occupe du recrutement des candidats, des jurys, du suivi des étudiants en stage, des dossiers de demandes de bourses de thèse, enfin de la publicité, du développement et de la maintenance du site web du master (<http://master-ep.inpg.fr>).

D.2.2 Module Sûreté et Gestion des Risques Industriels

J'ai été responsable durant 6 ans (2002-2008) du module de formation 'Sûreté et gestion des risques industriels' regroupant plusieurs écoles d'ingénieurs de l'INPG, module à la création et à la définition duquel j'ai activement participé. Depuis 1999, le module Sûreté et Gestion des Risques Industriels s'inscrit dans l'enseignement de la 3ème année comme un module optionnel commun aux écoles ENSPG, ENSEEG (Electro-chimie et Electro-métallurgie) et ENSGI (Génie Industriel) de Grenoble INP.

L'objectif de cet enseignement est de donner aux élèves ingénieurs les éléments essentiels pour acquérir une culture de sûreté dans la gestion des risques technologiques industriels. Même si le risque reste inhérent à l'activité humaine, il n'est pas perçu de la même façon selon qu'il est subi ou choisi. La société réclame aujourd'hui davantage de sécurité dans tous les domaines, ce que traduit le fameux principe de précaution. Elle prône une culture de sûreté qui impose aux décideurs et aux managers de sensibiliser et d'éduquer leur milieu professionnel. De ce fait, toute personne appelée à avoir des responsabilités doit acquérir un minimum de connaissances en matière de sûreté. L'enseignement proposé est axé sur les connaissances de base dans le domaine de la sûreté de fonctionnement d'activités industrielles, de recherche...

Structure des enseignements Ce module comporte environ 150 heures de cours et de conférence, répartis sur un mois et demi, en toute fin de cursus ingénieur. La première partie du programme, plus des deux tiers du volume horaire, développe des concepts de base en sûreté, illustrés

par des exemples concrets. La seconde partie complète l'enseignement à travers les domaines du nucléaire civil et de l'industrie chimique. Les concepts abordés sont les suivants :

- Introduction générale à la notion de risque et au vocabulaire dédié ;
- Méthodologie systémique d'analyse du risque - Méthode MADS-MOSAR ;
- Méthodologie d'analyse de risques, évaluation de la sûreté d'une installation, sûreté de fonctionnement ;
- Techniques appliquées à la fiabilité des systèmes, management des risques ;
- Retour d'expérience ;
- Facteur humain, ergonomie ;
- Application au nucléaire : notion de défense en profondeur, barrières ; sûreté à la conception, la construction, l'exploitation et le démantèlement ; études probabilistes de sûreté ; sûreté dans l'aval du cycle nucléaire et lors des transports ; radioprotection, environnement – Exemples des centrales de Three Miles Island, Tchernobyl, et de l'usine de fabrication de combustible de Tokai-Mura ;
- Application à la chimie industrielle, notion de bleve, risques toxiques, exemple du chlore.

Une attention particulière est apportée aux aspects administratifs : rapports de sûreté, code du travail, réglementation ICPE, document unique, organismes de prévention, plans d'urgence, responsabilité judiciaire, assurance et santé. Des travaux dirigés et des applications avec logiciels permettent d'appliquer les concepts à des cas concrets.

L'enseignement est majoritairement délivré par des conférenciers industriels :

- issus des grands organismes et industriels du nucléaire, avec une forte implication d'EdF (une dizaine d'intervenants du département Management des Risques Industriels de Clamart et de Chatou, un intervenant du SEPTEN département Sûreté Nucléaire, et enfin le responsable production de Bugey donnant une conférence depuis le début du module sur les risques nucléaires en exploitation), un intervenant d'AREVA, et un intervenant de l'IRSN ;
- industriels de la chimie (coordonné par la Maison de la Chimie Rhône-Alpes de LYON) ;
- plusieurs cabinets de consultants, dont le cabinet d'assurances MARSH.

Quelques universitaires interviennent également. Le cours d'introduction générale du module est ainsi assuré par un intervenant des Mines de Saint Etienne. Le cours d'évaluation systémique des risques est donné depuis deux ans par un professeur de l'ENSEEG. Enfin, certains cours illustrant la sûreté nucléaire sont donnés par des enseignants de l'ENSPG.

Les cours magistraux sont complétés par des visites de sites industriels permettant de visualiser l'application de la sûreté en pratique, visites capitales pour rendre la formation plus concrète. Nos élèves ont ainsi pu visiter le CNPE de Bugey depuis 2001, ainsi que la plate-forme chimique de Pont-de-Claix, et depuis 2005 l'installation d'irradiation d'objets d'art Nucleart du CEA Grenoble, et le réacteur de recherche de l'Institut Laue Langevin.

En fin d'enseignement, une semaine est entièrement consacrée à un mini-projet, par groupe de 2 à 3 élèves, dans le but est d'appliquer les connaissances acquises à une étude de cas concret (avec rapport et soutenance publique). Ces études concrètes sont encadrées par des intervenants industriels du module ; les sujets portent indifféremment sur tous les domaines de la sûreté, y compris les risques naturels, comme l'illustrent ces exemples :

- Application de la méthode MOSAR au crash du Concorde
- Etude de risques d'une aire d'essais de moteurs d'Ariane
- Analyse d'accidents de navire, retour d'expérience : l'Erika et le Prestige
- Analyse d'un incident majeur en mars 2002 sur un couvercle de cuve à la centrale de Davis-Besse (USA)
- Les risques de crues dans la région grenobloise
- Problématique de la sécurité informatique - Analyse d'un incident sur la tranche 5 du Bugey (01-94)
- Etude de risques dans la mise en ½uvre d'un lanceur pneumatique de charges explosives pour le déclenchement d'avalanches
- Sûreté d'une installation d'irradiation d'objet d'art (Nucléart)
- Les réseaux bayésiens
- Pandémies et gestion de crise

L'évaluation de l'enseignement à travers le retour par l'industrie La structure d'enseignement qui est dispensée dans ce module Sûreté se veut volontairement générale pour acquérir les bases d'une culture de sûreté aux risques technologiques. Ainsi, la partie importante consacrée aux concepts et méthodologies donne les éléments essentiels à une analyse de sûreté applicable à un large domaine allant, par exemple dans nos études de cas, du crash du Concorde à une situation d'incident nucléaire, d'un POI d'usine à une ICPE maritime.

Durant les neuf années de fonctionnement de ce module optionnel Sûreté et Gestion des Risques Industriels, il a été clairement établi comme "retour d'expérience" que cette formation dans le cursus de l'ingénieur est très appréciée des acteurs industriels. L'apport de ce module à la formation d'ingénieurs a été nettement souligné par les industriels tant lors d'un conseil de perfectionnement de la filière Génie Énergétique et Nucléaire que lors de conseils d'administration de l'ENSPG.

Un bref bilan fait ressortir une offre par les entreprises de nombreux stages de fin d'études en relation avec la sûreté et un nombre conséquent d'embauches directes. A titre d'exemple, nous pouvons citer l'embauche d'une élève-ingénieur en 2001 par le CNES comme ingénieur Sûreté sur le programme des lanceurs, d'une élève-ingénieur en 2003 en tant qu'ingénieur sureté de la CNPE de Paluel, et de nombreux élèves-ingénieurs sur des études liées à la sureté nucléaire, tant dans les grands organismes comme EDF, AREVA et l'ISRN, que dans des cabinets de consultants, en France bien sûr mais également à l'étranger.

D.2.3 Plate-forme d'instrumentation nucléaire

Je suis responsable depuis 2001 des enseignements pratiques en instrumentation nucléaire, détection et neutronique appliquée. Ceci implique la gestion pratique de l'utilisation des travaux pratiques et des enseignants y intervenant, la mise à jour pédagogique des expériences existantes et le développement de nouveaux TP, la maintenance et les développements techniques étant assurés par un technicien de l'INPG rattaché à la plateforme expérimentale, Alain Nicollet, avec l'appui du service de détection et d'instrumentation (SDI) du LPSC.

J'ai enfin participé à la mutualisation des moyens en instrumentation nucléaire de l'INPG et de l'Université Joseph Fourier, mutualisation ayant eu comme résultat une plateforme inaugurée en 2005, installée dans un espace commun d'une surface de plus de 200 m² dans les locaux du LPSC et comportant une quinzaine de postes de travail. Je suis responsable pour l'INPG de cette plateforme grenobloise d'enseignements pratiques dans le domaine de l'instrumentation nucléaire et subatomique, qui constitue une des quatre plateformes pédagogiques de la nouvelle école PHELMA sous le nom de PLATINE (PLATeforme d'Instrumentation NucléairE). Je m'occupe actuellement du développement du site web associé (<http://platine.minatec.inpg.fr>).

Cette plate-forme de travaux pratiques couvre un champ relativement étendu de la physique nucléaire (radioactivité α , β , γ , neutronique et rayonnement cosmique), ainsi que ses applications dans le domaine de l'environnement (recherche de polluants sous forme de traces) et dans le domaine médical (tomographe). Elle permet l'accès aux principales méthodes et techniques de détection utilisées dans ce domaine ; elle forme aussi à la compréhension et à la maîtrise de toute la chaîne d'acquisition, de l'électronique à l'analyse du signal.

La structure de cette plateforme, outre la mise en commun des moyens, offre une modularité adaptée aux demandes des différentes filières. A ce titre, sa vocation sera de s'ouvrir aux applications de l'instrumentation nucléaire dans les domaines de l'environnement, de la médecine, de l'archéologie... en utilisant toutes les possibilités offertes au LPSC.

Les travaux pratiques proposés dans cette plate-forme expérimentale s'adressent aux élèves ingénieurs de 2^{ème} année d'Instrumentation et d'Instrumentation pour les Biotechnologies, et de 3^{ème} année de Génie Energétique et Nucléaire, aux étudiants du Master 1 de Physique, des Masters 2 Recherche « Physique Subatomique et Astroparticules » et « Energétique Physique » de la mention Physique, et des Masters 2 Professionnels ITDD, Médecine et Radioprotection. Ces enseignements expérimentaux, comportant chacun une ou plusieurs expériences dont les durées vont de 4h à 8h, sont regroupés en six thèmes :

- Radioactivité α : La détection de particules α , très ionisantes et donc de très faible pénétration dans la matière, nécessite d'utiliser des détecteurs minces à haut pouvoir de résolution comme les jonctions Silicium, et une enceinte étanche couplée à une pompe à vide pour travailler sous vide d'air et dans le noir.

- Radioactivité β : L'interaction des électrons avec la matière est la somme de processus complexes. L'objectif du TP est l'étude du spectre des électrons émis par un échantillon radioactif de Strontium 90Sr et la mesure du parcours moyen de l'électron dans divers matériaux. Le dispositif expérimental comprend en plus de la source, un détecteur à plastique scintillant couplé à un photomultiplicateur.
- Radioactivité γ : cette thématique comporte deux parties, la mesure de sections efficaces d'interaction photons-atomes et la mesure de coïncidence $\gamma\gamma$. La détection et l'identification des photons γ dans la gamme de quelques centaines de keV à quelques MeV nécessitent un matériau présentant à la fois une bonne résolution intrinsèque et un pouvoir d'arrêt adapté à ces photons. Une diode semi-conductrice germanium permet de satisfaire ces deux critères et est de ce fait couramment employée dans la spectroscopie γ .
- Neutronique : Cette thématique regroupe la mesure de la thermalisation et absorption de neutrons d'une part, et l'activation et l'étude de radioéléments artificiels à l'aide d'une source de neutrons. Du fait de l'importance prise par les phénomènes de fission dans la production d'énergie, le comportement du neutron dans la matière est l'objet de travaux et de recherches considérables. Les objectifs de cette manipulation sont variés. Elle permet entre autre d'étudier le comportement d'une source de neutrons Américium - Béryllium, de mettre en place un comptage des neutrons rapides, d'étudier la thermalisation de neutrons, d'évaluer la section efficace d'absorption des neutrons thermiques par le Cadmium. L'autre expérience concerne les radioéléments artificiels, produits en soumettant un échantillon d'élément naturel à l'action d'un rayonnement susceptible de provoquer une transmutation de l'élément irradié.
- Tomographie : La tomographie est une technique d'imagerie qui permet de reconstituer des images d'un objet (ou d'un organe) par plans ou par coupes. Il s'agit ici d'un tomographe simplifié. Ce dispositif intéresse autant les étudiants biologistes (biologie structurale, marquage et traçage de cellule...) que ceux de physique (physique nucléaire, instrumentation et traitement du signal, ...) et peut être adapté en fonction des besoins pédagogiques. La mesure est effectuée à partir d'une plate-forme comportant un objet opaque disposé sur une plate-forme tournante contenant un ensemble de sources radioactives d'activités variées dont il s'agit de déterminer les caractéristiques à l'aide de deux scintillateurs NaI pouvant tourner autour de l'objet. L'objet sera ensuite analysé sous différents angles et une première image tri-dimensionnelle grossière sera obtenue en utilisant une technique de rétro-projection.

D.3 Autres implications

- Je participe à la mise en place de la filière Génie Energétique et Nucléaire de la nouvelle école PHELMA, filière dont je suis co-responsable depuis 2008, ainsi que chargée des relations avec les entreprises.

– Participation à des jurys de concours

1. Jury d'écrit du Concours Commun Polytechnique (CCP) : correction d'environ 250 copies par an de l'épreuve de Physique 2 option PSI tous les ans depuis 2006
2. Jury d'entretien du Cycle Préparatoire Polytechnique de Grenoble (admission en prépa intégrée des INP) tous les ans depuis 2005

Bibliographie

- [1] S. David, “Capacités des réacteurs hybrides au plomb pour la production d’énergie et l’incinération avec multirecyclage des combustibles. Evolution des paramètres physiques. Radio-toxicités induites”, Thèse de doctorat, Université Joseph Fourier – Grenoble 1 (1999)
- [2] A. Nuttin, “Potentialités du concept de réacteur à sels fondus pour une production durable d’énergie nucléaire basée sur le cycle thorium en spectre épithermique”, Thèse de doctorat, Université Joseph Fourier – Grenoble 1 (2002)
- [3] L. Mathieu, “Cycle Thorium et Réacteurs à Sel Fondu : Exploration du champ des Paramètres et des Contraintes définissant le Thorium Molten Salt Reactor”, Thèse de doctorat, Institut National Polytechnique de Grenoble (2005)
- [4] M.A. Cognet, “Mesure du rapport alpha de la section efficace moyenne de capture de l’ ^{233}U sur celle de fission sur la plateforme PEREN”, Thèse de doctorat, Institut Polytechnique de Grenoble (2007)
- [5] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, C. Le Brun and J.-M. Loiseaux, “Scenarios for a Worldwide Deployment of Nuclear Power”, International Journal of Nuclear Governance, Economy and Ecology, Volume 1, Issue 2, pp 168-192 (2006)
- [6] Site internet de J.-M. Jancovici, <http://www.manicore.com>
- [7] H. Nifenecker, D. Heuer, J.M. Loiseaux, O. Méplan and A. Nuttin, “Scenarios with an Intensive Contribution of Nuclear Energy to the World Energy Supply”, Int. J. Global Energy Issues, Vol. 19, No. 1, pp 63-77 (2003)
- [8] P. Criqui, “Modèle POLES du LEPII-EPE : résultats préliminaires à l’horizon 2050”, Laboratoire d’Economie de la Production et de l’Intégration Internationale (LEPII), département Energie et Politiques de l’Environnement (EPE), Grenoble, France, private communication (2004)
- [9] J.-M. Loiseaux et al, “L’énergie nucléaire d’ici 2050, une réflexion et des recommandations d’un groupe de scientifiques du CNRS dans le cadre du Programme Energie du CNRS”, Groupe d’Analyse Thématique 11-a ‘Nucléaire du futur - Fission’, CNRS/PACE/DIR 2004.1 (2004)
- [10] Commissariat à l’Energie Atomique, “Les Centrales Nucléaires dans le Monde”, ELECNUC (2006)

- [11] J.F. Luciani, A. Simon, “Les ressources d’uranium fissile permettent-elles de répondre à une forte croissance de l’énergie nucléaire mondiale ? ”, rapport CEA HC/AS/em/2002-192 (2002)
- [12] Site web officiel du Forum International Génération 4 : <http://www.gen-4.org/>
- [13] US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, ”A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems”, GIF-002-00 (2002)
- [14] MSR System Steering Committee, ”System Research Plan for the Molten Salt Reactor”, Generation IV Nuclear Energy Systems (2008)
- [15] ISTC Project # 1606 Final Report, ISTC, Moscow (2004)
- [16] V. Ignatiev *et al.*, “Progress in Integrated Study of MOlten Salt Actinide Recycler & Transmuter System”, 9th Information Exchange Meeting, Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, France, 25-29 September 2006 (2006)
- [17] MOST – Molten Salt Reactor Technology Phase 1 (October 2001 – December 2003), CD-ROM, September 2004 (2004)
- [18] R.C. Briant, A.M. Weinberg, “Aircraft Nuclear Propulsion Reactor”, Nuclear Science and Engineering, vol. 2, 795-853 (1957)
- [19] P.N. Haubenreich, J.R. Engel, “Experience with the Molten Salt Reactor Experiment”, Nuclear Applications and Technology, vol. 8, 107-117 (1970)
- [20] E.S. Bettis, R.C. Robertson, “The design and performance features of a single-fluid molten salt breeder reactor”, Nuclear Applications and Technology, vol. 8, 190-207 (1970)
- [21] M.E. Whatley *et al.*, “Engineering development of the MSBR fuel recycle”, Nuclear Applications and Technology, vol. 8, 170-178 (1970)
- [22] K. Furukawa *et al.*, “Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 27, No. 12, 1157-1178 (1990)
- [23] K. Furukawa *et al.*, “New Primary Energy Source by Thorium Molten-Salt Reactor Technology”, Electrochemistry Vol. 73 No. 8 552-563 (2005)
- [24] C.D. Bowman, “Once-Through Thermal-Spectrum Accelerator-Driven System for LWR Waste Destruction Without Reprocessing : Tier-1 Description”, ADNA/98-04 (1998)
- [25] V. Berthou, “Le concept TASSE (Thorium ADS with simplified fuel cycle for long term energy production)”, Thèse de doctorat (Université d’Evry – Val d’Essonne, 2000)
- [26] D. Lecarpentier, “Le concept AMSTER, aspects physiques et sûreté“, Thèse de doctorat (Conservatoire National des Arts et Métiers, 2001)
- [27] O. Méplan, “Technical report on Bowman’s reactor“, rapport interne ISN (1999)

- [28] A. Nuttin, D. Heuer *et al.*, “Potential of Thorium Molten Salt Reactors”, Prog. in Nucl. En., vol 46, p. 77-99 (2005)
- [29] L. Mathieu, D. Heuer *et al.*, “Proposition for a Very Simple Thorium Molten Salt Reactor”, Proceedings of the Global international conference, Tsukuba, Japan (2005)
- [30] L. Mathieu, D. Heuer *et al.*, “The Thorium Molten Salt Reactor : Moving on from the MSBR”, Prog in Nucl En vol 48, p 664-679 (2006)
- [31] J.F.Briesmeister, “MCNP4B-A General Monte Carlo N Particle Transport Code”, Los Alamos Lab. report LA-12625-M (1997)
- [32] Cross Section Evaluation Working Group : “Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6”, National Nuclear Data Center, BNL-NCS-44945 (1995)
- [33] NJOY 97.0 : “Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Cross Sections from ENDF/B-VI Data”, RSICC Code Package PSR-368 (1998)
- [34] R. Cury, “Etude métallurgique des alliages Ni-W et Ni-W-Cr : relation entre ordre à courte distance et durcissement”, Thèse de doctorat, Université Paris XII (2007)
- [35] M. Valade, “Etude de l’incinération des transuraniens en réacteur à sel fondu”, Thèse de doctorat, Université Louis Pasteur de Strasbourg (2000)
- [36] J.P.M. van der Meer, R.J.M. Konings, M.H.G. Jacobs et H.A.J. Oonk, “A miscibility gap in LiF–BeF₂ and LiF–BeF₂–ThF₄”, Journal of Nuclear Materials 344, p 94-99 (2005)
- [37] V. Ignatiev, E. Walle *et al.*, “Density of Molten Salt Reactor Fuel Salts”, Nureth Conference, Avignon, France (2005)
- [38] J-C. Poignet et J. Fouletier, “Physico-Chemical Properties of Molten Salts”, Proceedings of the NATO Advanced Study Institute on Materials for Generation-IV Nuclear Reactors, Car-gèse, France (2007)
- [39] G.S. Was, “Fundamentals of Radiation Materials Science”, Springer (2007)
- [40] C. Domain, C.S. Becquart et L. Malerba, “Simulation of radiation damage in Fe alloys : an object kinetic Monte Carlo approach”, Journal of Nuclear Materials 335, p 121-145 (2004)
- [41] E-DEN, “Les combustibles nucléaires”, monographie de la direction de l’énergie atomique du CEA, Ed. Le Moniteur (2008)
- [42] A. d’Angelo, “Overview of the Delayed Neutron Data Activities and Results Monitored by the NEA/WPEC Subgroup 6”, Progress in Nuclear Energy, Vol. 41, No.1-4, p 5-38 (2002)
- [43] D. Heuer, “Management of different data types encountered in the analysis of nuclear physics experiments in the DALI development package”, Nuclear Instr. Meth. A324, P 569 (1993)
- [44] T. Courau, “Introduction à l’environnement DALI dans le cadre de calculs MCNP évoluant”, note interne LPSC-Groupe Physique des Réacteurs (2003)

- [45] D. Heuer et E. Merle-Lucotte, “Programmes de simulation du déploiement de l’électro-nucléaire dans l’environnement DALI : module Scénarios Du Futur”, note interne LPSC (2004)
- [46] R.P. Bauquis, “Un point de vue sur les besoins et les approvisionnements en énergie à l’horizon 2050”, La Revue de l’Energie N° 509, septembre (1999)
- [47] C. de Saint Jean, M. Delpech, J. Tommasi, G. Youinou et P. Bourdot, “Scénarios CNE : réacteurs classiques, caractérisation à l’équilibre”, rapport CEA DER/SPRC/LEDC/99-448 (2000)
- [48] Thorium Report Committee, “Thorium as an Energy Source - Opportunities for Norway”, ISBN 978-82-7017-692-2 (printed) ISBN 978-82-7017-693-9 (electronic), <http://cstsp.aaas.org/files/392533ThoriumReport2008.pdf>, Norway (2008)