



**HAL**  
open science

# Méthodologie de couplage de la conception de cœurs avec les scénarios électronucléaires : application au cas des RNR-Na

Kévin Tirel

► **To cite this version:**

Kévin Tirel. Méthodologie de couplage de la conception de cœurs avec les scénarios électronucléaires : application au cas des RNR-Na. Génie civil nucléaire. Université Grenoble Alpes [2020-..], 2021. Français. NNT : 2021GRALI093 . tel-03591099

**HAL Id: tel-03591099**

**<https://theses.hal.science/tel-03591099v1>**

Submitted on 28 Feb 2022

**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.

## THÈSE

Pour obtenir le grade de

**DOCTEUR DE L'UNIVERSITE GRENOBLE ALPES**

Spécialité : **Mécanique des fluides, Energétique, Procédés**

Arrêté ministériel : 25 mai 2016

Présentée par

**Kévin TIREL**

Thèse dirigée par **Elsa MERLE**, Professeure, Grenoble INP, et encadrée par **Timothée KOOYMAN**, Ingénieur de recherche, CEA, et par **Christine COQUELET-PASCAL**, Ingénieure de recherche, CEA

préparée au sein du **Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives (CEA/DES/IRESNE/DER/SPRC/LE2C)** et de **l'École Doctorale I-MEP2**

# **Méthodologie de couplage de la conception de cœurs avec les scénarios électronucléaires : application au cas des RNR-Na**

Thèse soutenue publiquement le **26 novembre 2021**, devant le jury composé de :

**M. Daniel HEUER**

Directeur de recherche, Grenoble INP, Président du jury

**M. Cheikh DIOP**

Directeur de recherche, CEA, Rapporteur

**M. Xavier DOLIGEZ**

Chargé de recherche, CNRS, Rapporteur

**M. Frédéric BERTRAND**

Directeur de recherche, CEA, Examineur

**M. Andreas PAUTZ**

Directeur de recherche, EPFL, Examineur

**Me. Barbara VEZZONI**

Ingénieure, Framatome, Invitée

**Me. Elsa MERLE**

Professeure, Grenoble INP, Directrice de thèse

**M. Timothée KOOYMAN**

Ingénieur de recherche, CEA, Encadrant

**Me. Christine COQUELET-PASCAL**

Ingénieure, CEA, Encadrante





*« De pie, luchar  
Que vamos va a triunfar  
Avanzan ya  
Banderas de unidad*

*Y tú vendrás  
Marchando junto a mí  
Y así verás  
Tu canto y tu bandera florecer*

*La luz  
De un rojo amanecer  
Anuncian ya  
La vida que vendrá*

*De pie, luchar  
El pueblo va a triunfar  
Será mejor  
La vida que vendrá*

*A conquistar  
Nuestra felicidad  
Y en un clamor  
Mil voces de combate se alzarán*

*Dirán  
Canción de libertad  
Con decisión  
La patria vencerá*

*Y ahora el pueblo  
Que se alza en la lucha  
Con voz de gigante  
Gritando: ¡adelante!*

*El pueblo unido, jamás será vencido »*

*Quilapayún*

*« T'es blanc comme neige dans un monde plein de boue »*

*P.T.*





# Remerciements

Chères lectrices, chers lecteurs,

Qui que vous soyez, je vous remercie déjà d'avoir décidé d'ouvrir ce manuscrit et de lire ces quelques lignes. L'ouvrage que vous tenez entre vos mains, ou que vous voyez sur votre écran<sup>1</sup>, est le fruit de trois ans de travail, années quelque peu chahutées par un tout petit virus. Une thèse n'étant selon lui pas assez ardue, le coquin n'a pu s'empêcher de s'en mêler et d'en accroître la difficulté. Les remerciements qui suivent prennent donc une toute autre envergure, car sans les personnes mentionnées ci-après, ce manuscrit n'aurait sans doute pas vu le jour.

J'aimerais commencer par remercier tous les membres du jury : Cheikh Diop, Xavier Doligez, Frédéric Bertrand, Daniel Heuer, Andreas Pautz et Barbara Vezzoni. Merci d'avoir pris le temps de lire mon manuscrit, merci de m'avoir partagé vos commentaires éclairés et merci pour votre bienveillance et vos encouragements le jour de la soutenance. Je remercie tout particulièrement Xavier pour nos échanges enrichissants et ses nombreuses suggestions pour étoffer et embellir mon manuscrit.

Bien évidemment, un grand merci à mon équipe d'encadrement, les rockstars Tim, Christine et Elsa, pour avoir proposé ce sujet passionnant et m'avoir fait confiance pour l'explorer et tirer le plus possible de sa substantifique moelle. Merci de m'avoir soutenu dans les moments les plus difficiles, chacun à votre façon.

Vient ensuite mon laboratoire d'accueil : merci à Romain Eschbach, premier chef de laboratoire, et à Guillaume Martin, son successeur. Je remercie aussi Jean-Christophe Bosq, chef du SPRC, et son adjoint, Philippe Dardé pour leur soutien. Je tiens en outre à remercier l'ensemble des collègues du LE2C. Vous êtes des personnes formidables ! Je m'estime chanceux de pouvoir continuer à travailler à vos côtés !

Parmi toutes les personnes avec qui j'ai eu l'opportunité de travailler, certaines ont eu une influence majeure. Merci à mon premier co-bureau, Guillaume Ritter, qui a dû supporter mes questions durant le début de ma thèse, et qui a toujours pris le temps d'y répondre avec précision et bienveillance (promis Guillaume, je penserai à regarder et à compléter le wiki !). Merci aussi pour les promenades, les discussions enrichissantes et bien entendu, pour l'approvisionnement en œufs frais ! Merci à Pierre Sciora pour m'avoir partagé sa sagesse sur la conception des RNR-Na, que l'on parle de V2B, de CFV ou de CADOR, sur les relations humaines ainsi que pour son suivi continu en fin de thèse (ça y est Pierre, j'ai fini le manuscrit !). Merci à Fanny et à Guillaume K., aka le bureau scénario, pour avoir toujours pris le temps de répondre à mes questions existentielles sur les trajectoires et de me dépanner lorsque COSI faisait des siennes. Ma thèse n'aurait certainement pas fait preuve d'une telle résilience sans vous ! Tant qu'on parle scénario, je remercie chaleureusement Nicolas Thiollière de m'avoir invité à présenter mes travaux dans le cadre du projet NEEDS et à assister aux réunions passionnantes qui ont suivi. Merci aussi à Marc Ernoult pour notre discussion sur les modèles flexibles de RNR. J'espère que nous aurons l'opportunité de travailler ensemble par la suite !

Au cours de ces trois ans, j'ai eu l'occasion de rencontrer un grand nombre de thésards, de stagiaires et de jeunes embauchés qui ont égayé mon quotidien, que ce soit dans le cadre de repas des thésards, de pauses cafés animées, ou de réunion du fameux groupe After Thesis. Je ne me risquerai pas à établir une liste exhaustive, mais certains sortent du lot : merci à Alice et Antoine pour leur bonne humeur et

---

<sup>1</sup> Ecran qui pourrait très bien être entre vos mains d'ailleurs.

leur assiduité au Kerry's (et vive le vin d'épines !), merci à Elias V. pour ses visites à l'improviste dans le bureau et ses précieuses connaissances du droit du travail, merci à Martin pour nous faire l'honneur de sa présence de temps en temps, merci à Amine pour sa bienveillance et ses supers pâtisseries, merci à Weifeng pour m'avoir partagé les arcanes des scénarios, merci à Elias G. qui s'est assuré que mon espagnol se maintient au niveau. Enfin, je souhaite beaucoup de courage et de force à Pierre, Fiona, Sébastien, Barbara, Jean et Heddy pour la suite de leur thèse. Vous allez tout déchirer !

Comment ne pas remercier aussi tous mes amis d'avant ! A tous les feeders de la LoLarchie, Gricha, Pinedeup, Fabiche, Thothor, Eudeca, Yatsuka, merci pour votre bonne humeur à toute épreuve et pour toutes ces parties, même celles de trop ! A mes camarades rôlistes, Xavier, Vincent, Lise et Olivier, merci pour toutes nos aventures épiques et déjantées ! A mes plus vieux copains, Moupin, Meuli, Barbu et Moignon, merci pour toutes les digressions et bruitages dénués de sens ! A los chiquillos Titi, Juju, Nico, Camille, la Pich, Nousnous, Alexis, Romain et Margaux, muchas gracias y un abrazo grande. Un grand merci à Margot, ma maisonnaise préférée et à Guyguy pour ne jamais être très loin. A Thieuthieu et Laura, un merci tout particulier pour avoir été là quand j'ai eu besoin de vous, vous êtes des amours.

A présent, mesdames, messieurs, sortez les trompettes, formez une haie d'honneur, préparez les colombes et les feux d'artifice (attention à l'ordre), car les personnes qui vont suivre sont les fibres qui font que le roseau plie mais ne casse pas, les tuteurs qui ont assuré que l'arbrisseau que je suis ne pousse pas de travers malgré le Mistral, ou plus simplement, mes quatre murs porteurs. Camille, petite pépite d'or, de loin ma meilleure stagiaire, merci pour ta joie de vivre et ton optimiste radieux. Anne-Laure, ma sœur de thèse, on a serré les dents ensemble, et on a fini cette épreuve ensemble. Je ne sais comment te remercier pour ton soutien indéfectible au quotidien, ta gentillesse sans borne et l'habileté avec laquelle tu sais sauter à pieds joints dans le plat. Ce fut un plaisir et un honneur de faire cette thèse à tes côtés. Alex, mentor de TFT, camarade de boisson sur qui je peux toujours compter pour faire la fermeture des bars, merci pour ta compassion, ton empathie et tes conseils avisés. J'ai trouvé en toi un grand frère en quelque sorte, qui, cerise sur le gâteau, partage cet humour si fin et si subtil que j'affectionne tant. Enfin, the last but clearly not the least, merci Fanny. Il me faudrait probablement un manuscrit complet pour exprimer toute ma gratitude. Merci pour ton investissement et pour le temps que tu m'as consacré professionnellement parlant et en amitié. Sans toi, ce manuscrit n'aurait certainement pas cette allure. Merci d'avoir été là dans les moments difficiles, et opéré de ta magie pour que tout soit beaucoup plus facile. Sans toi, j'aurais sûrement eu besoin de plus grandes rames.

Pour terminer la partie qui est généralement la plus lue des manuscrits de thèse, je remercie du fond du cœur mes parents pour m'avoir accompagné jusqu'au bout de ce voyage. Vous avez fait en sorte que tout se passe bien jusqu'ici, malgré la distance. Vous avez toujours cru en moi et m'avez transmis la force d'aller au bout, que ce soit à coup de galettes, de ginto ou de discussions « passionnées ». Promis, j'ai fini d'étudier, je rentre dans la vie active maintenant !

Amies lectrices, amis lecteurs, ainsi s'achèvent mes remerciements. Je souhaite une bonne lecture aux plus courageux ! Sinon, vous pouvez voir une version résumée ici : <https://www.youtube.com/watch?v=c71HXMiveI0><sup>2</sup>.

---

<sup>2</sup> Merci à Florence Aubert pour avoir organisé ce concours ! ☺

# Résumé

Il existe aujourd'hui au CEA un lien séquentiel entre le processus de conception de cœur de réacteur et les études de scénarios électronucléaires. Dans le cas d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na), la phase de conception consiste en la définition des caractéristiques du cœur (géométrie, puissance, temps d'irradiation...) puis en l'évaluation de ses performances à l'aide de calculs neutroniques réalisés avec un nombre limité d'isotopes différents de plutonium. A l'issue de cette phase, un ensemble de modèles numériques du réacteur est généré et sert notamment à déterminer la teneur en plutonium du combustible neuf et à reproduire l'irradiation qui a lieu dans le cœur. Le scénario, dont le but est de simuler l'évolution dynamique d'un parc nucléaire, utilise cet ensemble de modèles pour reproduire au mieux l'évolution du bilan matière au cours du temps.

Avec la logique actuelle, les modèles de réacteurs utilisés par le scénario sont liés à un cœur précis. Toute modification du cœur demande de générer un nouvel ensemble de modèles, faisant du cœur une donnée imposée au scénario plus qu'un paramètre ajustable à loisir. Dans la mesure où il n'existe pas de conception arrêtée en France pour les RNR-Na, il pourrait être pertinent de se servir du RNR-Na au cours des études de scénario comme d'un paramètre modifiable, au lieu de le voir comme une donnée imposée. Côté scénario, l'accès à des paramètres supplémentaires peut permettre l'obtention de meilleurs résultats concernant les objectifs du parc. Côté conception, les tendances de cœurs dégagées lors du calcul de scénario peuvent servir de base pour converger vers un cœur définitif qui répond aux besoins du cycle. De plus, l'intégralité de l'information de l'historique du combustible chargé en RNR-Na peut être utilisée pour évaluer les performances du RNR-Na à chaque instant de sa vie. Fort de ce constat, une méthodologie de couplage entre le calcul de conception de cœur et les calculs de scénarios électronucléaires a été mise en place afin d'exploiter ces axes d'amélioration dans le cas du RNR-Na. Cette méthodologie repose sur l'utilisation d'un modèle flexible de RNR-Na compatible avec l'outil de calcul de référence pour les scénarios COSI, et qui est capable de reproduire le comportement d'un large panel de cœurs différents.

Ce modèle flexible est d'abord utilisé dans l'étude statique d'un parc mixte REP-RNR stabilisant l'inventaire en plutonium. Le but de cette étude est de trouver des tendances de cœurs de RNR-Na qui minimisent la fraction de RNR-Na dans le parc, dans la mesure où les RNR-Na auront vraisemblablement un coût plus élevé que les REP. Il ressort de cette étude que les grands cœurs surgénérateurs ou isogénérateurs répondent le mieux à cet objectif. Puis, des études dynamiques à l'aide de COSI sont présentées. Une première étude du déploiement d'un parc 100% RNR en partant d'un parc similaire au parc français a permis de trouver les caractéristiques minimales qu'un RNR doit avoir pour que cette transition soit réalisable. Puis, l'étude dynamique d'une transition vers un parc mixte REP-RNR a montré deux principaux résultats. Premièrement, des transitions viables au cours desquelles une faible fraction de RNR-Na d'une puissance inférieure à 1000 MWth est déployée et mènent à la stabilisation de l'inventaire en plutonium ont été trouvées, démontrant que des petits cœurs sont capables de participer efficacement à la gestion du plutonium sur le long terme. Deuxièmement, des tendances de cœurs permettant à la fois la fermeture du cycle à l'aide d'un parc 100% RNR et le déploiement d'un parc mixte REP-RNR avec une fraction de RNR-Na inférieure à 35% ont été mises en évidence. Ceci démontre que l'utilisation de modèles flexibles de RNR dans des études de scénario permet d'identifier des cœurs robustes face à un changement d'objectif du parc.



# Abstract

Nowadays, the link between the design of reactor core and scenario studies is sequential. When it comes to sodium-cooled fast reactor (SFR), the design phase consists in defining its main parameters (geometry, power, irradiation time...) and in performing neutronic calculations with a limited number of plutonium vectors in order to assess the core performances. A set of numerical models are then produced and are used to find the plutonium content of fresh fuel and to perform irradiation calculation. The scenario, which goal is to simulate the dynamic evolution of a nuclear fleet, uses this set of models to reproduce at best the different inventories over time.

With the current method, reactor numerical models used in scenario calculations are strongly linked to a given core. It is necessary to generate a complete new set of numerical models in the case of any core changes, which makes the core a fixed input instead of an adjustable parameter. There is currently no fixed SFR design in France, so it could be relevant to see the SFR as a flexible input for the scenario. From the scenario perspective, better results could be obtained by being able to change some SFR design parameters. From the design point of view, core trends that emerge from scenario calculations can be used as a starting point to converge towards a definitive core design that correctly answers the cycle needs. Moreover, the evolution of plutonium composition over time given by the scenario calculation can be used to assess SFR performances throughout its life. Based on these observations, a coupling methodology between core design and scenario calculations has been developed in order to fully explore these areas of improvement. This methodology relies on the use of a flexible SFR model compatible with the reference scenario calculations tool COSI that is able to represent a wide range of SFR cores.

First, the flexible model is used in a static study of a mixed PWR-SFR fleet that stabilizes plutonium inventory. The purpose of this static study is to find SFR design trends that minimize SFR fraction in the fleet since SFR are expected to be more expensive than PWR. The study shows that large SFR breeder or break even cores are more suitable to reach the objective. Then, two dynamic studies are performed with COSI. The first one focuses on the deployment of a 100% SFR fleet starting from a fleet similar to the French one. We have found the minimum SFR core parameters values that make the trajectory viable. Afterwards, a second study about the deployment of a mixed PWR-SFR fleet has been done and has shown two main results. First of all, viable trajectories have been obtained with small SFR cores (power lower than 1000 MWth) for fleets with a small SFR fraction installed and that successfully stabilize plutonium inventory. This result shows that small cores are able to help for plutonium management in the long term. Secondly, SFR core trends have been found that make possible either fuel cycle closure or the deployment of a PWR-SFR mixed fleet with an installed SFR power lower than 35%. In other words, by using flexible SFR models, we have been able to find core trends that are suitable for two distinct objectives. This means that these cores bring robustness to the scenario in front of uncertainty of the future fleet composition.



# Table des matières

Résumé.....	vii
Abstract .....	ix
Table des matières .....	xi
Liste des figures.....	xiii
Liste des tableaux.....	xvii
Liste des acronymes .....	xix
Introduction.....	1
Chapitre I - Climat, réacteurs nucléaires et cycle combustible.....	5
1.1 Le rôle du secteur énergétique dans un contexte de changement climatique .....	5
1.2 Energie nucléaire : physique du réacteur et cycle associé.....	10
1.3 Gestion du plutonium.....	22
1.4 Les scénarios électronucléaires.....	35
1.5 Conclusions.....	40
Chapitre II - Problématique : couplage de la conception de cœur de réacteur avec les scénarios électronucléaires.....	41
2.1 Etat de l'art.....	41
2.2 Formulation de la problématique et cadre pour exemple d'application.....	44
Chapitre III - Outils et méthodologie.....	47
3.1 Présentation de la méthodologie.....	47
3.2 Modèle flexible de RNR.....	48
3.3 Définition du parc cible .....	66
3.4 Calcul dynamique : COSI.....	74
3.5 Evaluation des performances.....	77
3.6 Résumé de la méthodologie.....	80
Chapitre IV - Etude statique : minimisation de la fraction de RNR dans un parc stabilisant l'inventaire en plutonium.....	83
4.1 Introduction.....	83
4.2 Résultats pour la première stratégie de retraitement .....	86
4.3 Résultats pour la seconde stratégie de retraitement .....	127
4.4 Conclusions du cas d'application.....	141
Chapitre V - Etudes dynamiques : transition d'un parc REP vers un parc 100% RNR ou un parc mixte REP-RNR.....	145
5.1 Hypothèses / scénarios étudiés .....	145
5.2 Conception de RNR et transition : cas de la Fermeture du cycle avec un parc 100% RNR .	150
5.3 Déploiement d'un parc mixte REP – RNR qui stabilise l'inventaire en plutonium .....	166



5.4	Conclusions.....	181
Chapitre VI	Conclusions et perspectives .....	185
6.1	Synthèse des travaux.....	185
6.2	Perspectives.....	189
	Références.....	193
	Annexe : publications et travail d'encadrement .....	201

# Liste des figures

Figure I-1 : Variation de la température moyenne en surface par rapport à la température moyenne mesurée entre 1850 et 1900 [2] .....	6
Figure I-2 : Emissions de gaz à effet de serre par secteur au niveau mondial [4].....	7
Figure I-3 : Consommation de différentes énergies primaires au niveau mondial entre 1800 et 2019 [4] .....	8
Figure I-4 : Emission de CO <sub>2</sub> pour produire 1 kWh d'électricité dans l'Union Européenne [8].....	10
Figure I-5 : Schéma comparant la production d'électricité à partir d'un combustible fossile et d'un combustible nucléaire .....	11
Figure I-6 : Schéma d'un combustible nucléaire (adapté de [10]) .....	12
Figure I-7 : Représentation simplifiée des réactions possibles lorsqu'un neutron rencontre un noyau lourd .....	13
Figure I-8 : Comparaison des sections efficaces de capture et de fission de l'uranium 238 et de l'uranium 235 .....	15
Figure I-9 : Schéma de principe d'un REP [14] .....	18
Figure I-10 : Schéma de principe d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium [16] .....	19
Figure I-11 : Évolution dans le temps de l'inventaire de radiotoxicité par ingestion des différents composants d'un combustible usé (UOX 45 GWj/t) [31] .....	23
Figure I-12 : Représentation schématique du cycle ouvert .....	24
Figure I-13 : Représentation schématique du mono-recyclage en REP .....	25
Figure I-14 : Schéma d'un cœur de RNR-Na .....	30
Figure I-15 : Coupe horizontale d'un assemblage combustible de RNR et d'une aiguille .....	30
Figure I-16 : Cœur V2B .....	33
Figure I-17 : Schéma en 2D d'un cœur CFV .....	34
Figure I-18 : Schéma des entrées et sorties du code de calcul COSI6.....	37
Figure I-19: Principe général du modèle d'équivalence .....	38
Figure III-1 : Schéma logique des étapes de la méthodologie mise en place dans ce travail de thèse.	48
Figure III-2 : Processus actuel depuis la conception de cœur jusqu'au calcul de scénario .....	49
Figure III-3 : Schéma simplifié d'un réseau de neurones .....	50
Figure III-4 : Entrées et sorties générales du modèle flexible de RNR .....	51
Figure III-5 : Entrées et sorties détaillées du modèle flexible .....	55
Figure III-6 : Schéma du cœur V2B de référence.....	56
Figure III-7 : Modèle 2D - RZ du cœur V2B de référence .....	57
Figure III-8 : Comparaison de l'évolution de la réactivité entre un cœur réaliste géré en fréquence 1/4 et un cœur géré en fréquence 1.....	60
Figure III-9 : Processus de génération et de sélection des réseaux de neurones .....	61
Figure III-10 : Dépendance linéaire de la consommation et production annuelle de plutonium, et de la qualité du plutonium dans les combustibles irradiés pour un RNR de puissance 3600 MWth, de puissance volumique 200 W/cm <sup>3</sup> , de fraction combustible 40%, de temps de séjour 1500 JEPP et sans couverture fertile .....	67
Figure III-11 : Schéma de principe du retraitement joint .....	68
Figure III-12 : Schéma de principe du retraitement partiellement séparé .....	69
Figure III-13 : Modélisation du RNR selon la stratégie de retraitement .....	71
Figure III-14 : Logique de fonctionnement de PuMba .....	72

Figure III-15 : Méthode de calcul des coefficients de régression linéaire pour la consommation et la production de plutonium, et la qualité du plutonium de sortie en fonction de la qualité d'entrée du plutonium pour les RNR .....	74
Figure III-16 : Ecart du taux de combustion en fin d'irradiation pour un vecteur plutonium donné par rapport au taux de combustion moyenné pour différents cœurs en fonction de la qualité du plutonium utilisé dans le combustible neuf .....	76
Figure III-17 : Gestion du modèle d'équivalence dans COSI7.....	77
Figure III-18 : Séquence de calcul des performances d'un cœur .....	78
Figure IV-1 : Première stratégie de retraitement envisagée.....	84
Figure IV-2: Seconde stratégie de retraitement permettant la séparation entre le plutonium issu des zones fissiles de celui issu des zones fertiles du RNR.....	85
Figure IV-3: Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de paramètres de conception (première stratégie de retraitement).....	88
Figure IV-4: Fraction de Pu issu des RNR et dédié aux REP MOX en fonction de la masse de Pu produite par les RNR (les points oranges correspondent aux cœurs menant à une fraction inférieure à 0,25).....	89
Figure IV-5 : Gain de régénération d'un cœur de RNR en fonction de sa CAN pour différents vecteurs plutonium .....	91
Figure IV-6: Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de la consommation annuelle normalisée de plutonium des RNR.....	92
Figure IV-7: Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction du flux massique de plutonium issu des RNR dédié aux REP MOX.....	93
Figure IV-8 : Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de la fraction de REP MOX.....	94
Figure IV-9 : Flux annuel de plutonium issu des RNR normalisé à une qualité de 59% et dédié aux REP MOX en fonction de la consommation annuelle normalisée de plutonium des RNR.....	95
Figure IV-10: Cas simplifié 1 .....	96
Figure IV-11: Cas simplifié 2 .....	97
Figure IV-12: Mise en avant des cœurs de RNR menant à une fraction de RNR en nombre de réacteurs inférieure à 25% (bleu).....	98
Figure IV-13 : Ratio fraction de REP UOX / fraction de REP MOX en fonction de la qualité du plutonium de sortie des RNR.....	100
Figure IV-14: Histogramme des proportions de REP UOX par rapport au REP MOX pour les solutions présentant une fraction de RNR en nombre de réacteurs inférieure à 25% .....	102
Figure IV-15 : Fraction de RNR dans le parc pour plusieurs conceptions RNR en fonction de la puissance du RNR .....	103
Figure IV-16 : Fraction de RNR dans le parc en fonction de la consommation spécifique du RNR.....	105
Figure IV-17: Fraction de RNR en puissance en fonction du flux massique annuel par unité de puissance de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX.....	107
Figure IV-18 : Fraction de RNR en puissance en fonction du flux annuel issu des REP MOX par unité de puissance .....	108
Figure IV-19 : Flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX en fonction de la consommation spécifique normalisée du RNR (CSN).....	109
Figure IV-20 : Flux annuel de plutonium issu des REP MOX par unité de puissance en fonction de la consommation spécifique normalisée (CSN) .....	110
Figure IV-21: Cœurs surgénérateurs menant à une fraction de RNR en puissance inférieure à 25% .....	112
Figure IV-22: Cœurs consommateurs de plutonium menant à une fraction de RNR en puissance inférieure à 25% .....	113

Figure IV-23: Cœurs de grande puissance présentant une CSN proche de 0 et menant à une fraction de RNR en puissance inférieure à 20%.....	114
Figure IV-24: Conceptions de cœurs de petite puissance présentant une CSN proche de 0 et menant à une fraction de RNR en puissance inférieure à 20%.....	115
Figure IV-25 : Fraction de RNR en puissance en fonction de la teneur en plutonium des combustibles frais de RNR .....	118
Figure IV-26 : Flux massique annuel d'assemblages de RNR par unité de puissance en fonction du produit de la puissance volumique avec le temps d'irradiation .....	120
Figure IV-27 : Fraction de RNR en puissance en fonction de la capacité des usines de fabrication et de retraitement du parc.....	121
Figure IV-28 : Fraction de RNR en puissance installée en fonction de l'inventaire en plutonium du parc à l'équilibre.....	123
Figure IV-29 : Histogramme des consommations d'uranium appauvri en 100 ans des parcs solutions du système d'équations .....	124
Figure IV-30 : Fraction de RNR en puissance installée en fonction de la fraction de REP UOX en puissance installée .....	125
Figure IV-31 : Schéma de la seconde stratégie de retraitement.....	127
Figure IV-32 : Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de paramètres de conception (seconde stratégie de retraitement).....	128
Figure IV-33 : Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction des consommations annuelles normalisées et des flux de plutonium dédié aux REP MOX calculés pour les zones fissiles et fertiles .....	130
Figure IV-34 : Graphique cobweb des cœurs de RNR menant à une fraction de RNR en nombre de réacteurs inférieure à 25%.....	132
Figure IV-35 : Fraction de RNR en puissance en fonction de paramètres de conception (seconde stratégie de retraitement).....	134
Figure IV-36 : Fraction de RNR en puissance en fonction des consommations spécifiques normalisées et des flux spécifiques de plutonium dédié aux REP MOX calculés pour les zones fissiles et fertiles	136
Figure IV-37 : Conceptions de petits cœurs consommateurs de plutonium assurant une fraction de RNR en puissance inférieure à 15%.....	138
Figure IV-38 : Conceptions de petits cœurs isogénérateurs assurant une fraction de RNR en puissance inférieure à 15% .....	139
Figure IV-39 : Conceptions de grands cœurs isogénérateurs assurant une fraction de RNR en puissance inférieure à 15%.....	139
Figure IV-40 : Comparaison de la teneur en plutonium pour trois familles de RNR selon la stratégie de retraitement choisie.....	141
Figure V-1 : Parcs modélisés.....	145
Figure V-2: Exemple de production électrique.....	147
Figure V-3 : Schéma de l'effet de la modélisation par macro-réacteur .....	147
Figure V-4 : Stratégie de retraitement pour le parc intermédiaire .....	150
Figure V-5 : Stratégie de retraitement pour le parc mixte REP-RNR.....	150
Figure V-6 : Evolution de la marge en plutonium au cours du temps dans le cas du déploiement d'un parc 100% RNR .....	151
Figure V-7 : Marge de plutonium minimale en fonction de la puissance du RNR .....	153
Figure V-8 : Influence de la puissance du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération .....	153
Figure V-9 : Masse totale de plutonium dans les RNR du parc en fonction de la puissance du cœur	154
Figure V-10 : Marge de plutonium minimale en fonction de la puissance volumique du RNR .....	155

Figure V-11 : Influence de la puissance volumique du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération.....	155
Figure V-12 : Marge de plutonium minimale en fonction de la fraction combustible du RNR.....	156
Figure V-13 : Influence de la fraction combustible du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération.....	156
Figure V-14 : Marge de plutonium minimale en fonction du temps de séjour du RNR.....	157
Figure V-15 : Influence du temps de séjour du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération .....	158
Figure V-16 : Différence entre la production et la consommation annuelles cumulées de plutonium du parc de RNR au cours de son déploiement en fonction du temps de séjour.....	159
Figure V-17 : Marge de plutonium minimale en fonction de l'épaisseur des couvertures fertiles du RNR .....	160
Figure V-18 : Influence de l'épaisseur des couvertures fertiles du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération .....	160
Figure V-19 : Minimum de la marge de plutonium en fonction du taux de combustion moyen en RNR .....	161
Figure V-20 : Minimum de la marge de plutonium en fonction de la consommation moyenne annuelle du parc 100% RNR .....	162
Figure V-21 : Puissance seuil du RNR et gain de régénération moyen en fonction de la durée de transition .....	163
Figure V-22 : Sensibilité de la puissance seuil aux temps de refroidissement et de fabrication .....	164
Figure V-23 : Différence entre la production et la consommation annuelles cumulées de plutonium du parc RNR en fonction du temps de refroidissement pour un cœur de puissance 1500 MWth, de puissance volumique 300 W/cm <sup>3</sup> , de fraction combustible 43%, de temps de séjour 2000 JEPP et d'épaisseur de couvertures fertiles 20 cm .....	166
Figure V-24 : Composition des parcs cibles de type palier C en fonction du gain de régénération moyen des RNR échantillonnés.....	167
Figure V-25 : Evolution de la marge de plutonium au cours du temps dans le cas d'un parc mixte REP-RNR.....	168
Figure V-26 : Distribution des trajectoires viables, proches de la viabilité et non viables en fonction du gain de régénération moyen des RNR.....	170
Figure V-27 : Distribution des trajectoires viables, proches de la viabilité et non viables en fonction de la consommation annuelle moyenne du parc en plutonium .....	170
Figure V-28 : Evolution de la marge de plutonium au cours du temps des trajectoires viables en fonction du taux de combustion moyen des RNR.....	171
Figure V-29 : Paramètres de conception RNR conduisant à une trajectoire viable et à une fraction de RNR en puissance installée inférieure à 20% .....	173
Figure V-30 : Répartition des cœurs de RNR menant à des trajectoires viables pour le déploiement d'un parc mixte REP-RNR ou d'un parc 100% RNR.....	174
Figure V-31 : Variation de la teneur maximale en plutonium dans les RNR au cours du temps .....	176
Figure V-32 : Variation de la puissance volumique maximale dans les RNR au cours du temps.....	177
Figure V-33 : Variation du dommage sur la gaine dans les RNR au cours du temps .....	178
Figure V-34 : Variation du coefficient du Doppler dans les RNR au cours du temps .....	179
Figure V-35 : Variation du coefficient de vidange dans les RNR au cours du temps.....	180

# Liste des tableaux

Tableau I-1 : Emissions de CO <sub>2</sub> pour l'intégralité du cycle de vie de différentes technologies de production d'électricité issu de [5].....	9
Tableau I-2 : Comparaison des performances de différents noyaux modérateurs .....	17
Tableau I-3 : Classification des déchets radioactifs et gestions associées [23].....	21
Tableau I-4 : Comparaison des sections efficaces de capture et de fission pour les isotopes majoritaires du plutonium et de l'américium 241 (construit à partir de la base de données JEFF 3.1.1 [39]) .....	26
Tableau I-5 : Comparaison des sections efficaces d'absorption et de fission pour les actinides mineurs majoritaires (construit à partir de la base de données JEFF 3.1.1 [39]).....	27
Tableau III-1 : Caractéristiques du cœur V2B de référence .....	56
Tableau III-2 : Domaine de définition du modèle flexible .....	57
Tableau III-3 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fissile après 4 cycles d'irradiation.....	63
Tableau III-4 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fissile après 1 cycle d'irradiation .....	64
Tableau III-5 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fissile après 2 cycles d'irradiation.....	64
Tableau III-6 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fissile après 3 cycles d'irradiation.....	64
Tableau III-7 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans les zones fertiles axiales après 4 cycles d'irradiation.....	65
Tableau III-8 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fertile radiale après 4 cycles d'irradiation.....	65
Tableau III-9 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des performances du cœur .....	66
Tableau III-10 : Demi-vies utilisées dans le modèle analytique de décroissance.....	74
Tableau III-11 : Vecteurs plutonium utilisés.....	79
Tableau III-12 : Comparaison des résultats obtenus.....	79
Tableau IV-1 : Caractéristiques des REP de l'étude.....	86
Tableau IV-2 : Domaine de variation des paramètres de conception des RNR .....	86
Tableau IV-3 : Légende associée à la Figure IV-12 .....	99
Tableau IV-4 : Notations utilisées dans les graphiques cobwebs .....	111
Tableau IV-5 : Synthèse des familles de conceptions de RNR minimisant la fraction de RNR en nombre de réacteurs ou en puissance.....	116
Tableau IV-6 : Inventaire en plutonium par unité de puissance pour chaque type de réacteur .....	122
Tableau IV-7 : Comparaison de familles de conceptions de RNR sur des critères du cycle et de la gestion des matières nucléaires.....	126
Tableau IV-8 : Légende associée à la Figure IV-34 .....	132
Tableau IV-9 : Notations utilisées dans les graphiques cobwebs .....	137
Tableau IV-10 : Synthèse des familles de cœurs de RNR minimisant la fraction de RNR en nombre de réacteurs ou en puissance pour la seconde stratégie de retraitement .....	140
Tableau V-1 : Domaine de variation pour l'étude du parc symbiotique .....	148
Tableau V-2 : Premier domaine de variation pour l'étude du parc 100% RNR.....	148
Tableau V-3 : Domaine de variation complémentaire pour l'étude du parc 100% RNR.....	149

Tableau V-4 : Nombre de rechargements avant réutilisation possible du plutonium dans un combustible neuf en fonction du temps de séjour .....	159
Tableau V-5 : Sensibilité du nombre de rechargements avant réutilisation possible du plutonium <i>N</i> aux temps de refroidissement et de fabrication avec TS = 2000 JEPP .....	165
Tableau V-6 : RNR pouvant à la fois fermer le cycle et stabiliser l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR avec la plus petite fraction en puissance possible .....	175
Tableau V-7 : Synthèse des indicateurs de sûreté et de performances, et de la fraction de RNR dans le parc mixte REP-RNR pour les neuf cœurs sélectionnés .....	181

# Liste des acronymes

<b>ADS</b>	Accelerator Driven System
<b>AMR</b>	Advanced Modular Reactor
<b>ANN</b>	Artificial Neural Networks
<b>ASTRID</b>	Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration
<b>CADOR</b>	Cœur A effet DOppler Renforcé
<b>CAPRA</b>	Consommation Accrue de Plutonium dans les Rapides
<b>CEA</b>	Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives
<b>CESAR</b>	Code d'Evolution Simplifié Appliqué au Retraitement
<b>CFV</b>	Cœur à Faible Vidange
<b>COSI</b>	COde de Simulation
<b>DPA</b>	Déplacements Par Atome
<b>e</b>	Epaisseur commune à toutes les couvertures fertiles (exprimée en cm)
<b>einf</b>	Epaisseur de la couverture fertile axiale inférieure (exprimée en cm)
<b>erad</b>	Epaisseur de la couverture fertile radiale (exprimée en cm)
<b>ERANOS</b>	European Reactor ANalysis Optimized calculation System
<b>esup</b>	Epaisseur de la couverture fertile axiale supérieure (exprimée en cm)
<b>FC</b>	Fraction combustible (exprimée en %)
<b>FIFO</b>	First In, First Out
<b>GIEC</b>	Groupe d'experts Intergouvernemental sur l'Evolution du Climat
<b>GR</b>	Gain de régénération
<b>IPCC</b>	Intergovernmental Panel on Climate Change
<b>JEPP</b>	Jour Equivalent Pleine Puissance
<b>LHS</b>	Latin Hypercube Sampling
<b>LIFO</b>	Last In, First Out
<b>MOX</b>	Mélanges d'Oxydes
<b>P</b>	Puissance (exprimée en MWth)
<b>Pu</b>	Plutonium
<b>PuMBa</b>	Plutonium Mass Balancing
<b>Pvol</b>	Puissance volumique (exprimée en W/cm <sup>3</sup> )
<b>REP</b>	Réacteur à Eau Pressurisée
<b>RNR</b>	Réacteur à Neutrons Rapides. L'acronyme "RNR" est utilisé dans ce manuscrit à la place de "RNR-Na" pour alléger l'écriture
<b>RNR-Na</b>	Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au sodium. L'acronyme "RNR-Na" est remplacé par "RNR" pour alléger l'écriture
<b>SMR</b>	Small Modular Reactor
<b>TCT</b>	Taux de combustion (exprimé en GWj/t)
<b>TS</b>	Temps de séjour (exprimé en JEPP)
<b>U</b>	Uranium
<b>UOX</b>	Oxyde d'uranium
<b>V2B</b>	Cœur de RNR-Na utilisé comme référence dans ce manuscrit





# Introduction

La production d'électricité et de chaleur arrive en tête des secteurs d'activité en termes d'émissions de CO<sub>2</sub> au niveau mondial, loin devant le transport ou l'agriculture. Pour endiguer le changement climatique et ses conséquences, il est nécessaire de remplacer les vecteurs d'énergie à base de carbone par des moyens de production plus neutres pour le climat. L'énergie nucléaire fait partie des solutions envisagées sur le long terme pour réduire les émissions de CO<sub>2</sub> de la production électrique.

Le recours à l'énergie nucléaire n'est pas dénué de défis. Pour que cette énergie puisse être viable, elle doit garantir entre autres la sûreté des installations, la sûreté d'approvisionnement, l'indépendance énergétique vis-à-vis des pays extérieurs et une gestion soutenable des ressources et déchets qui lui sont associés. Parmi les matières qui apparaissent au cours du fonctionnement d'un réacteur alimenté avec un combustible à base d'uranium, le plutonium demande une attention particulière en raison de son statut particulier. Comme toutes les matières radioactives, il peut être perçu comme un déchet s'il n'est pas valorisé. Plus précisément, il est le premier responsable de la radiotoxicité du combustible irradié sur le long terme. Sa masse devrait donc être minimisée afin de limiter son impact sur le volume de stockage dédié aux déchets de haute activité à vie longue.

D'un autre côté, le plutonium peut se substituer à l'uranium dans le combustible de façon durable et constituer la clef de voûte de l'indépendance énergétique d'un pays. En effet, à l'aide de réacteurs à neutrons rapides (RNR), il est possible à la fois de consommer le plutonium pour produire de l'énergie et de le régénérer. Pour cela, il suffit de disposer d'uranium appauvri, dont les réserves actuelles en France sont suffisantes pour assurer l'approvisionnement du parc pendant des milliers d'années. Cette option permettrait alors d'arrêter la consommation d'uranium naturel provenant de l'étranger et d'utiliser pleinement le potentiel énergétique du plutonium et de l'uranium. C'est pourquoi la France a rapidement cherché à monter en compétence sur la technologie des RNR refroidi au sodium (RNR-Na). Malgré le fait qu'elle ait disposé de plusieurs réacteurs de recherche et d'un réacteur industriel, l'essor des RNR-Na français semble compromis pour l'heure, notamment en raison des prix bas de l'uranium naturel et de sa disponibilité. L'arrêt récent du projet de construction du prototype ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) en est un exemple concret. Toutefois, le déploiement des RNR-Na reste inscrit dans la Programmation Pluriannuelle de l'Energie (PPE) qui définit les orientations stratégiques de la France pour l'énergie.

Pour préparer au mieux l'avenir du parc électronucléaire, des outils de calcul de scénarios sont utilisés. Un scénario modélise l'intégralité des installations présentes dans le parc nucléaire ainsi que les différents flux de matières qui circulent. Ces calculs reposent sur un ensemble d'algorithmes complexes et de modèles précis, notamment pour simuler l'évolution de la matière au sein du réacteur au cours de l'irradiation. Ces modèles sont générés en amont du scénario grâce à des calculs de neutronique dédiés. Les calculs de scénarios reposent sur de nombreuses hypothèses structurantes liées au contexte économique, politique ou sociétale, nuanciant de cette façon la crédibilité des projections réalisées. Ils constituent néanmoins une base concrète à partir de laquelle des discussions sur les orientations stratégiques peuvent avoir lieu entre différents acteurs, qu'ils soient industriels, politiques ou membres de la société civile, en comparant l'impact de certains choix sur l'évolution du parc. Le calcul de scénario donne en effet accès à des indicateurs comme la consommation d'uranium naturel, la quantité de déchets produits ou encore les capacités des différentes usines au cours du temps, qui peuvent aider à la prise de décision et à l'identification d'éventuelles difficultés comme, par exemple, un manque de matière.

Les modèles de réacteurs utilisés dans les calculs de scénarios fournissent certains degrés de liberté au scénariste. Correctement construits, ils laissent la possibilité de modifier la composition des assemblages combustibles chargés en cœur ou certaines caractéristiques telles que le taux de combustion. En revanche, toute modification plus profonde du cœur du réacteur, comme un changement de son volume ou de la géométrie de ses assemblages, nécessite la construction d'un nouveau modèle. Cet aspect n'est pas fondamentalement gênant pour les réacteurs existants ou pour ceux dont la conception est arrêtée à ce jour.

A l'heure actuelle, la phase de conception de cœur est réalisée en amont des calculs de scénarios. A partir d'une liste d'objectifs en lien par exemple avec des performances attendues pour le cycle ou la sûreté, un concept de cœur est proposé. Au cours d'un processus itératif de conception incluant entre autres des calculs de neutronique, de thermohydraulique et de thermomécanique, les caractéristiques du cœur sont ajustées pour répondre aux attentes. Les performances du cœur sont alors vérifiées à partir d'un nombre limité d'isotopes de combustible neuf. Un modèle numérique du cœur est ensuite généré pour pouvoir être incorporé au sein de calculs de scénarios.

Dans le cas de réacteurs comme les RNR-Na, pour lesquels aucun concept définitif n'a pour l'heure été adopté, ce fonctionnement séquentiel présente des axes d'amélioration. L'incertitude autour des caractéristiques du RNR à déployer dans le futur pourrait être mise à profit pour enrichir la mission de prospection des scénarios. Concrètement, au lieu de recourir à un modèle relativement figé de RNR-Na, il pourrait être intéressant d'utiliser un modèle flexible de cœur permettant sa modification profonde au cours de l'étude de scénarios. Pour le scénariste, le modèle de RNR ne serait plus vu comme une donnée d'entrée mais comme un paramètre ajustable supplémentaire à utiliser pour explorer de nouvelles évolutions possibles du parc. Le scénariste serait alors à même de dégager différentes tendances de cœurs selon les objectifs considérés du parc, utilisables par la suite par le concepteur. Le concepteur pourrait quant à lui récupérer l'information de l'évolution de la composition du combustible reçu par le RNR au cours du temps afin d'effectuer un suivi précis des performances de chaque RNR du parc et ainsi s'assurer qu'elles sont satisfaisantes durant l'intégralité de la durée de vie du réacteur.

Ces réflexions constituent les origines de ce travail de thèse au cours duquel une méthodologie de couplage entre conception de cœur de RNR-Na et calcul de scénario est proposée en substitut de la méthode plus séquentielle actuellement utilisée au CEA. Ce couplage repose sur la construction d'un modèle flexible de RNR-Na à l'aide de modèles mathématiques, les réseaux de neurones artificiels, et prenant en entrée des paramètres généraux de conception, comme sa puissance, son volume, la fraction combustible, le temps d'irradiation et la quantité de couvertures fertiles. Ce modèle doit pouvoir être utilisé dans l'outil de calcul de scénario de référence au CEA, COSI, en remplacement des modèles habituels, et fournir en outre un suivi temporel des performances des RNR-Na. Le but de ce travail de thèse est alors de montrer que ce couplage est en mesure de faire émerger des cœurs de RNR-Na robustes face aux incertitudes liées aux futurs possibles du parc nucléaire et dont les performances au cours du temps sont satisfaisantes.

Ce manuscrit est structuré de la manière suivante :

- le premier chapitre donne les clefs nécessaires à la compréhension de la démarche et des résultats présentés dans ce manuscrit ;
- le deuxième chapitre amène la problématique à laquelle ce travail cherche à répondre ;
- le troisième chapitre est dédié à la présentation de la méthodologie mise en place et des différents outils utilisés ;

- le quatrième chapitre s'intéresse à l'utilisation des modèles flexibles de RNR-Na construits dans le cadre d'une étude statique sur la stabilisation de l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR ;
- le cinquième et dernier chapitre illustre l'apport de la méthodologie développée en détaillant un cas d'application dynamique réalisé en couplant les modèles flexibles de RNR avec l'outil de calcul de scénario COSI.



# Chapitre I - Climat, réacteurs nucléaires et cycle combustible

*Après une brève exposition des enjeux actuels du secteur énergétique vis-à-vis du changement climatique et du rôle que le nucléaire peut jouer dans ce contexte, ce chapitre introduit des notions de physique nécessaires à la compréhension du fonctionnement d'un réacteur nucléaire et du cycle combustible qui lui est associé. Parmi les différentes matières radioactives présentes dans le cycle, le plutonium demande une attention particulière en raison de son statut dual, entre élément responsable de la radiotoxicité des déchets sur le long terme et ressource stratégique sur le long terme. La France garde comme objectif de déployer des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na) d'ici la fin du siècle afin d'exploiter pleinement le potentiel du plutonium et de l'uranium. Pour préparer le futur du parc actuel, des scénarios électronucléaires sont utilisés et fournissent des projections d'évolutions possibles du parc.*

## 1.1 LE ROLE DU SECTEUR ENERGETIQUE DANS UN CONTEXTE DE CHANGEMENT CLIMATIQUE

### 1.1.1 L'être humain et l'énergie

Le succès de l'être humain en tant qu'espèce est notamment dû à la créativité dont il a fait preuve pour développer des outils réduisant la pénibilité de son travail, ou dit autrement, des outils lui permettant d'accomplir des tâches de plus en plus difficiles et complexes pour une même quantité d'énergie fournie. Les premiers outils conçus servent à utiliser plus efficacement sa propre énergie et à accéder à de nouvelles compétences. Par exemple, la roue rend plus facile le transport d'objets lourds, les outils tranchants confèrent à l'être humain la capacité de chasser et de travailler différents matériaux comme le cuir ou le bois, le marteau brise la roche à partir d'un simple mouvement de bras. Puis, des sources d'énergie externes sont utilisées pour remplacer l'énergie humaine. On peut penser aux bœufs qui tirent la charrue ou à l'eau d'une rivière qui met en mouvement un moulin. L'être humain est alors capable d'exploiter les forces directement disponibles dans son environnement pour accomplir du travail. A l'instar de sa propre énergie, l'utilisation des animaux ou des forces présentes dans la nature sont renouvelables.

Bien que l'asservissement des forces immédiatement disponibles combiné à l'utilisation d'outils de plus en plus perfectionnés aient permis aux sociétés humaines de se développer, c'est à partir de la fin du XVIIIème siècle qu'un tournant majeur s'amorce. Des machines capables de convertir l'énergie chimique disponible dans les ressources fossiles, telles que le charbon, le pétrole et le gaz, en énergie mécanique ont vu le jour. Pour parfaire cet arsenal, l'énergie électrique se voit maîtrisée à la fin du XIXème siècle. La combinaison de toutes ces inventions conduit à des changements de l'organisation du travail et à une explosion de la production. Cette phase de développement accéléré, nommée révolution industrielle, constitue les prémices de l'actuelle société de consommation. Néanmoins, cette course effrénée à la production demande une quantité croissante d'énergie, énergie principalement fournie par les ressources fossiles. Cette surconsommation n'est pas sans conséquence sur notre monde.

### 1.1.2 Changement climatique

#### 1.1.2.1 Constat

Voilà maintenant longtemps qu'il a été constaté que les activités humaines affectent le climat [1]. En 1896, Svante Arrhenius avait déjà pressenti le lien entre la concentration de CO<sub>2</sub> dans l'atmosphère et

la fonte des glaces. Après plus d'un siècle, la science du climat a beaucoup évolué et les modèles mathématiques se sont perfectionnés. La Figure I-1, provenant du premier chapitre du rapport de 2021 du Groupe d'experts Intergouvernemental sur l'Evolution du Climat [2], ou GIEC<sup>3</sup>, montre la variation de la température moyenne en surface par rapport à la température moyenne mesurée entre 1850 et 1900. Sur la partie de gauche, la température moyenne reconstruite sur 2000 ans est illustrée en gris avec un intervalle de confiance. Tout à gauche, une barre grisée donne une estimation de la température moyenne durant la période la plus chaude des derniers 100 000 ans. Cette température a pu s'élever entre 0,2 et 1 °C de plus que la température moyenne mesurée entre 1850 et 1900. Concernant la période comprise entre l'an 0 et 1850, les variations de la température moyenne sont incluses entre -0,5 et 0,5 °C. A partir de 1850, une brusque augmentation de la température est observée, passant de 0 à plus de 1 °C en 170 ans. Cette accélération est détaillée sur la partie droite de la Figure I-1. Trois courbes sont superposées : en noir, la température effectivement mesurée, en vert, une modélisation de l'évolution de la température ne prenant en compte que des variations liées à l'activité solaire et volcanique, en orange, une autre modélisation qui ajoute l'effet des activités humaines. Lorsque que seuls des effets naturels sont pris en compte (courbe verte), la température reste relativement stable entre 1850 et 2020. En revanche, le modèle qui inclut l'effet des activités humaines (courbe orange) montre une tendance nette d'augmentation de la température au début du XXème siècle, tendance qui ressemble à l'évolution des températures effectivement mesurées.

#### Changes in global surface temperature relative to 1850-1900

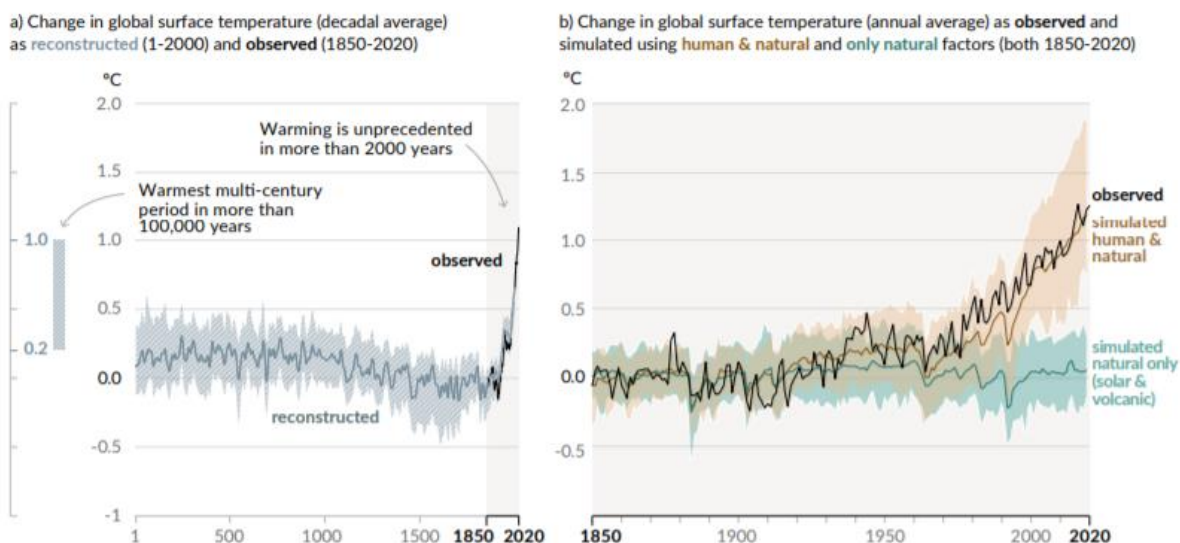


Figure I-1 : Variation de la température moyenne en surface par rapport à la température moyenne mesurée entre 1850 et 1900 [2]

Le constat laisse aujourd'hui peu de place au doute : les émissions de gaz à effet de serre, qui n'ont cessé de croître depuis la révolution industrielle, altèrent le climat à l'échelle planétaire. Pour endiguer ce phénomène, 195 pays ont signé l'accord de Paris en 2015 lors de la 21<sup>ème</sup> Conférence des Parties (COP21). Cet accord constitue un cadre au niveau mondial pour limiter la hausse de la température moyenne à 2°C d'ici la fin du siècle. Les signataires se sont donc engagés à mettre en place des politiques concrètes de réduction d'émission de CO<sub>2</sub> dans l'atmosphère pour remplir cet objectif.

<sup>3</sup> En anglais, Intergovernmental Panel on Climate Change, ou IPCC.

1.1.2.2 Décomposition des émissions par secteur

Dans le but de prioriser la mise en place d'actions pour contenir l'accélération du changement climatique, il est pratique de décomposer les émissions par secteur d'activité. Comme le montre la Figure I-2, la production d'énergie électrique et de chaleur domine le classement des secteurs les plus polluants avec une émission qui s'élève à 14 milliards de tonnes de CO<sub>2</sub> équivalent<sup>4</sup> en 2016, loin devant les émissions liées au transport ou à l'agriculture. Même si l'efficacité de la lutte contre le changement climatique dépendra de la capacité des sociétés humaines à réduire toutes leurs émissions, il semble judicieux de commencer par le secteur de l'énergie. C'est pourquoi la transition énergétique revient de façon si fréquente dans les discours.

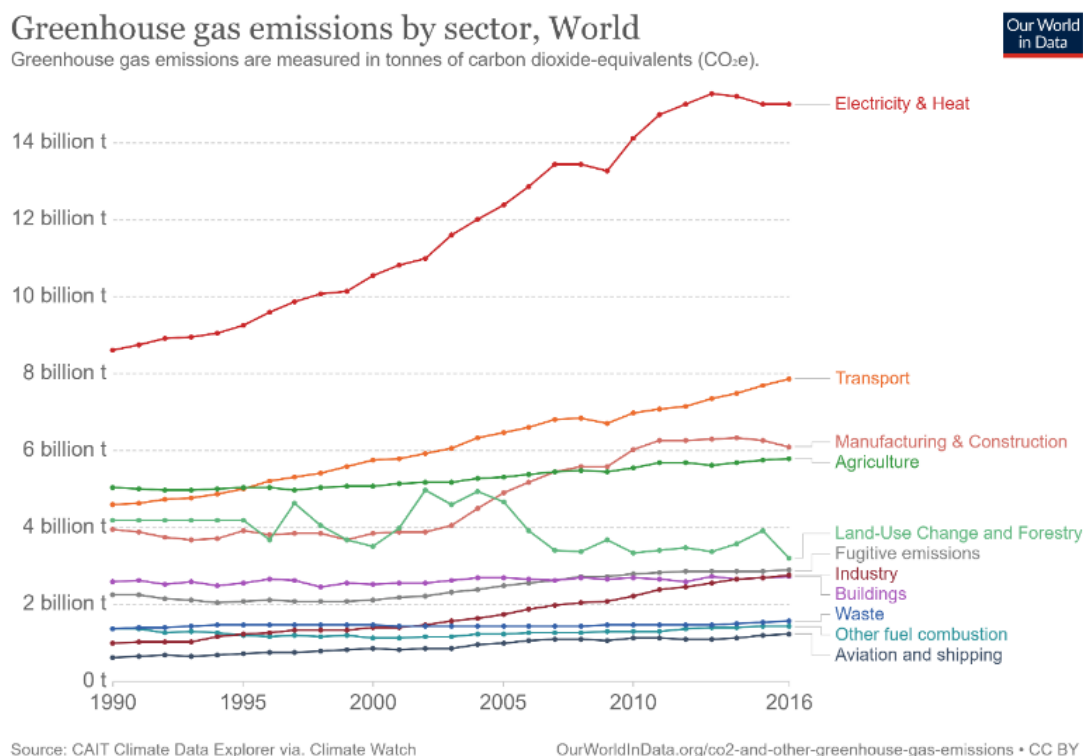


Figure I-2 : Emissions de gaz à effet de serre par secteur au niveau mondial [4]

1.1.2.3 Problématique du secteur énergétique

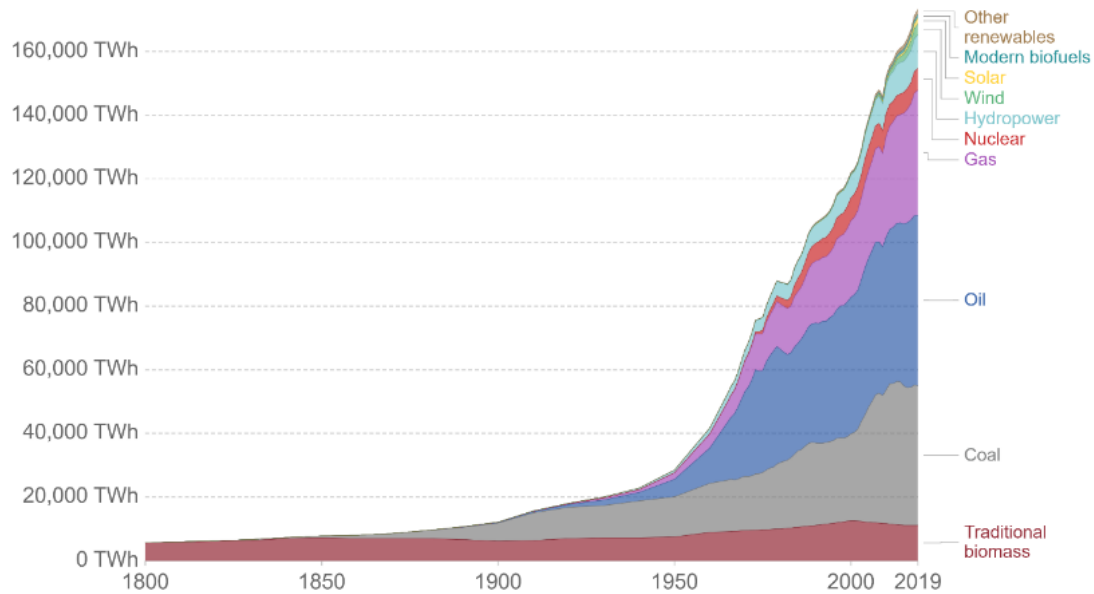
Le sens premier de « transition » est le passage d'un état à un autre. Si on s'en tient à l'interprétation littérale, les sociétés humaines sont déjà passées par plusieurs transitions énergétiques. Comme le montre la Figure I-3, la biomasse a longtemps été la première source d'énergie, à laquelle se sont sommés au fil des ans le charbon, le pétrole, le gaz, le nucléaire, l'éolien, le solaire et l'hydraulique. Il est important de souligner le fait qu'aucune des nouvelles sources d'énergie exploitées au cours du temps n'a remplacé une de ses prédécesseuses. Par exemple, le pétrole n'a pas remplacé le charbon au début du XX<sup>ème</sup> siècle. Au contraire, l'énergie produite par l'utilisation du charbon a presque été multipliée par 6 entre 1900 et 2019. Les transitions énergétiques effectuées jusqu'ici n'ont donc eu qu'un impact négatif sur les émissions de CO<sub>2</sub> puisque l'énergie provenant des ressources fossiles représente à l'heure actuelle plus des trois quarts de l'énergie primaire consommée.

<sup>4</sup> Le rapport du GIEC de 2014 donne la définition suivante : « L'émission en équivalent CO<sub>2</sub> est la quantité émise de dioxyde de carbone (CO<sub>2</sub>) qui provoquerait le même forçage radiatif intégré, pour un horizon temporel donné, qu'une quantité émise d'un seul ou de plusieurs gaz à effet de serre (GES). » [3]



## Global primary energy consumption by source

Primary energy is calculated based on the 'substitution method' which takes account of the inefficiencies in fossil fuel production by converting non-fossil energy into the energy inputs required if they had the same conversion losses as fossil fuels.



Source: Vaclav Smil (2017) & BP Statistical Review of World Energy

OurWorldInData.org/energy • CC BY

**Figure I-3 : Consommation de différentes énergies primaires au niveau mondial entre 1800 et 2019 [4]**

Pour la première fois de son histoire, la transition énergétique que l'être humain doit accomplir ne consiste pas à ajouter une nouvelle source d'énergie aux autres, mais bien à diminuer notablement l'utilisation des plus carbonées. Une telle diminution n'est possible que par deux approches. La première est la voie de la sobriété, qui consisterait à fortement réduire notre consommation énergétique. Cette solution, bien qu'efficace au premier abord, demanderait un important changement de paradigme de société, qui impliquerait une perte dans le confort acquis. Effectivement, la sobriété appliquée au sens strict conduit à l'abandon des énergies fossiles, soit une réduction de la consommation d'énergie primaire d'environ 80%. Même si un changement si abrupt ne semble pas réaliste, il serait intéressant de réfléchir en tant que société à une diminution acceptable de notre consommation d'énergie.

A ces réflexions s'ajoute la problématique du développement des pays. Si les pays occidentaux ont majoritairement atteint un stade de développement pour lequel leur consommation énergétique est stable, des pays comme l'Inde ou la Chine sont en pleine accélération. Leurs besoins en énergie croissent eux aussi et le recours aux énergies fossiles semble être la réponse la plus simple à mettre en place, malgré son impact négatif pour le climat sur le long terme. Les pays occidentaux, qui ont eux-mêmes profité des énergies fossiles à partir de la révolution industrielle, peuvent difficilement reprocher aux pays en développement de s'en servir à leur tour. Il est alors d'autant plus difficile de parler de sobriété dans ce contexte.

La seconde approche pour sortir des énergies carbonées est la voie de la substitution, qui consisterait à remplacer l'énergie obtenue à partir de ressources fossiles par des énergies plus vertueuses du point de vue du climat. Cette solution passe notamment par l'électrification massive des technologies existantes, en particulier le chauffage et le transport, ainsi que l'investissement dans des vecteurs énergétiques alternatifs, comme l'hydrogène par exemple. L'électricité doit alors être générée par des moyens de production les plus neutres possibles en termes d'émissions.

Le Tableau I-1 montre les émissions moyennes associées à différentes technologies de production d'électricité et a été construit à partir des données issues de [5]. En considérant les émissions de CO<sub>2</sub> sur l'intégralité du cycle de vie, depuis l'extraction des matières premières jusqu'au démantèlement de l'installation, il apparaît que le nucléaire fait partie des énergies les plus propres avec l'hydraulique, le solaire et l'éolien.

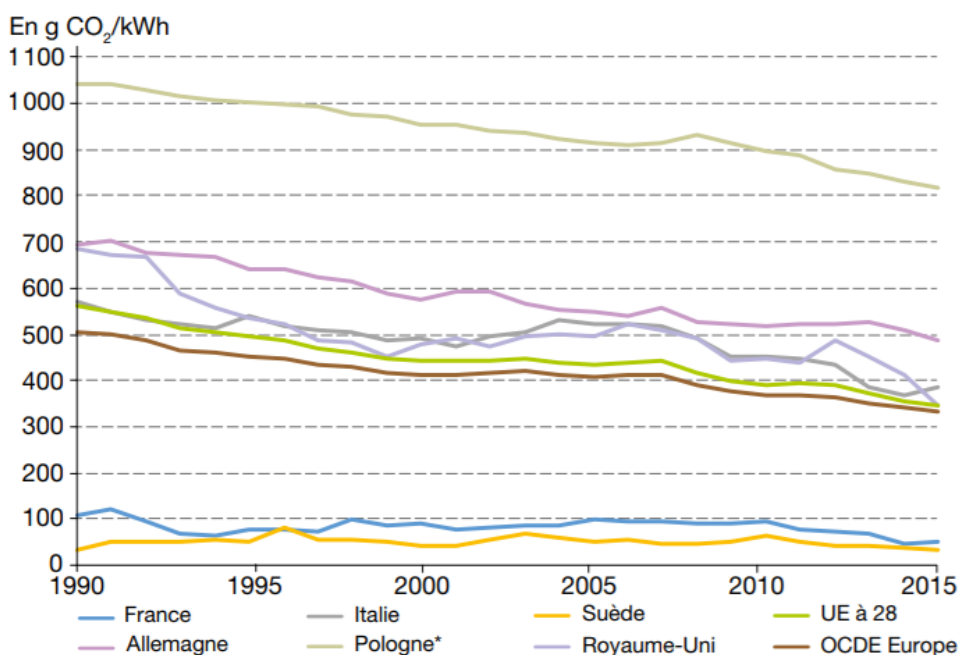
**Tableau I-1 : Emissions de CO<sub>2</sub> pour l'intégralité du cycle de vie de différentes technologies de production d'électricité issu de [5]**

Technologies de production d'électricité	Emissions de CO <sub>2</sub> par analyse du cycle de vie [gCO <sub>2</sub> eq/kWh]		
	min	médiane	max
Centrale à charbon	740	820	910
Centrale à gaz (cycle combiné)	410	490	650
Hydraulique	1	24	2200
Nucléaire	3,7	12	110
Panneaux solaires individuels	26	41	60
Centrale solaire	18	48	180
Eolien terrestre	7	11	56
Eolien maritime	8	12	35

C'est en partie pour ses faibles émissions de CO<sub>2</sub> que le nucléaire pourrait être considéré comme un candidat pertinent pour lutter contre le changement climatique. En effet, en se plaçant à l'échelle européenne, on observe sur la Figure I-4 que la France, pays dont l'électricité est à 70% d'origine nucléaire, présente depuis plusieurs dizaines d'années une émission de CO<sub>2</sub> par kWh produit parmi les plus basses d'Europe. En comparaison à la moyenne européenne, la France a constamment émis entre 5 et 7 fois moins de CO<sub>2</sub> par kWh produit sur la période 1990 – 2015. Dans les faits, ses émissions ont notablement diminué depuis la mise en service de ses 58 réacteurs nucléaires entre 1979 et 2002.

Par ailleurs, le nucléaire est complémentaire avec les énergies renouvelables. En effet, les réacteurs nucléaires sont capables de produire de l'électricité en continu grâce à leur facteur de charge élevé. Ils pourraient donc assurer l'approvisionnement en électricité pendant les moments où les énergies renouvelables ne sont pas disponibles. Une étude récente a d'ailleurs mis en avant qu'un pourcentage minimal de nucléaire est nécessaire à la stabilité du réseau français [6], venant ainsi nuancer les scénarios 100% renouvelables. La capacité des réacteurs à effectuer du suivi de charge, c'est-à-dire à adapter leur production en fonction de la demande, sera indispensable pour absorber la production fluctuante des énergies renouvelables intermittentes. Un travail de thèse récent a d'ailleurs défini des premiers critères pour augmenter la flexibilité d'un réacteur nucléaire face à ces fluctuations [7]. Il est donc raisonnable de penser que le nucléaire a toute sa place dans le mix énergétique de demain.

### ÉMISSIONS DE CO<sub>2</sub> POUR PRODUIRE 1 KWH D'ÉLECTRICITÉ DANS L'UE



Note : la cogénération et l'autoproduction sont incluses.

\* Pour la Pologne, l'autoproduction des centrales de cogénération n'est pas incluse (à cause de ruptures statistiques des séries longues).

Source : SDES d'après AIE, 2018

Figure I-4 : Emission de CO<sub>2</sub> pour produire 1 kWh d'électricité dans l'Union Européenne [8]

## 1.2 ÉNERGIE NUCLEAIRE : PHYSIQUE DU REACTEUR ET CYCLE ASSOCIE

Cette partie présente brièvement la physique derrière le fonctionnement d'un réacteur nucléaire (section 1.2.1). Puis, l'accent est mis sur les réacteurs à eau pressurisée, puisqu'ils sont les plus déployés à l'échelle mondiale (section 1.2.2). Le cycle combustible qui s'articule autour de ces réacteurs en France est ensuite détaillé et un questionnement autour des matières qui apparaissent au cours du cycle est proposé (section 1.2.3).

### 1.2.1 Concepts théoriques autour du fonctionnement d'un réacteur et définition des principales filières

#### 1.2.1.1 Principe général

La Figure I-5 met en évidence que le processus de production d'électricité dans une centrale fonctionnant au gaz ou au charbon est similaire à celui d'une centrale nucléaire. Dans les deux cas, la chaleur issue d'une réaction initiale est convertie en électricité. Cette conversion se fait généralement par la transmission de la chaleur produite à un gaz dont la détente provoque la rotation d'une turbine, qui à son tour entraîne l'arbre d'un alternateur. La différence majeure entre une centrale thermique classique et une centrale nucléaire réside dans l'origine de la chaleur et dans les matières produites.

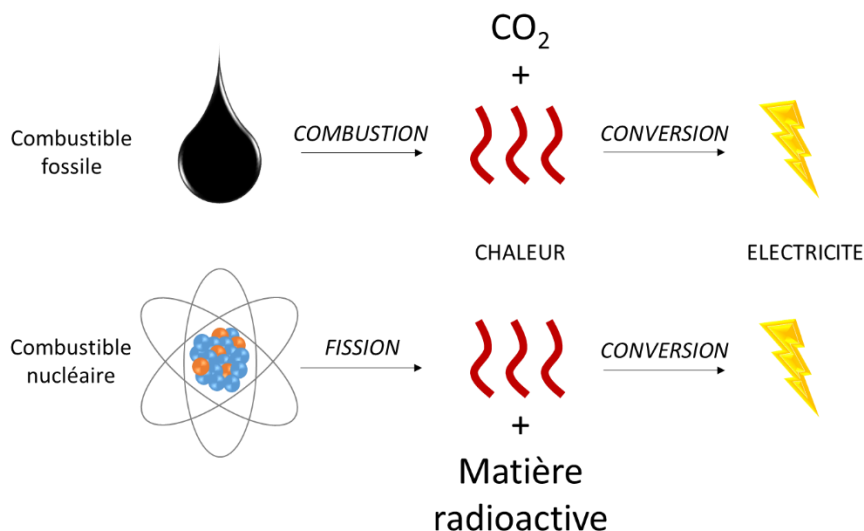


Figure I-5 : Schéma comparant la production d'électricité à partir d'un combustible fossile et d'un combustible nucléaire

Contrairement à une centrale thermique, qui repose sur la combustion de ressources fossiles, un réacteur nucléaire génère de la chaleur majoritairement grâce à la fission. La fission est une réaction nucléaire qui libère de l'énergie suite à la scission d'un noyau lourd induite par l'absorption d'une particule, généralement un neutron. Cette réaction génère approximativement 200 MeV, énergie qui est principalement disponible sous la forme d'énergie cinétique des produits de fission. Les produits de fission sont les morceaux du noyau qui a fissionné et qui sont projetés à environ 8000 km/s dans le milieu qui les entoure. A force de collisions, l'énergie cinétique des produits de fission génère de la chaleur dans le combustible nucléaire. Le combustible doit alors être refroidi par un ou des fluides caloporteurs qui transmet cette énergie au gaz mettant la turbine en mouvement.

Un combustible nucléaire peut prendre plusieurs formes. La plus commune est montrée en Figure I-6 pour le cas d'un réacteur à eau pressurisée, présenté plus en détails en section 1.2.1.3.1. La pièce élémentaire du combustible prend la forme de pastilles de céramique d'environ 1 cm de diamètre [9]. Ces pastilles sont empilées dans un tube métallique, appelé gaine, l'ensemble formant le crayon combustible. Les crayons sont insérés au sein d'un réseau nommé assemblage. Les assemblages sont disposés dans le cœur du réacteur dans lequel circule un fluide caloporteur qui en extrait la chaleur.

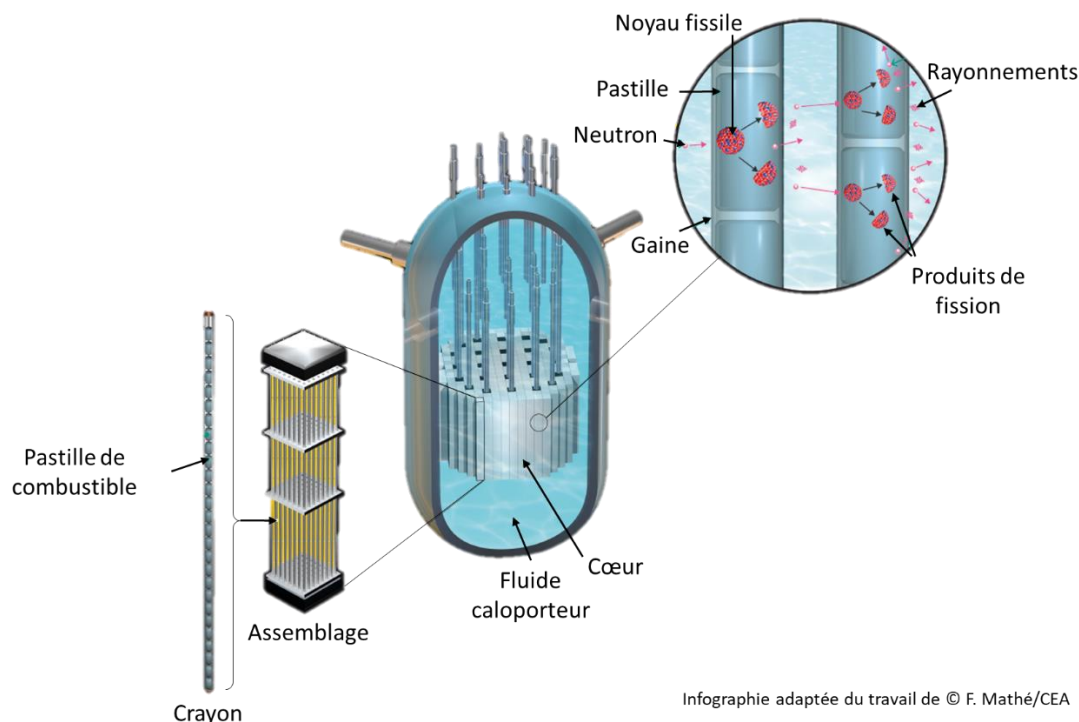


Figure I-6 : Schéma d'un combustible nucléaire (adapté de [10])

A la fin de l'irradiation, aucune émission de CO<sub>2</sub> n'a été produite<sup>5</sup>, mais des matières radioactives non présentes dans le combustible neuf ont fait leur apparition. Un combustible nucléaire issu d'un des réacteurs en fonctionnement en France contient typiquement 94,9% d'uranium, 1% de plutonium, 0,1% d'actinides mineurs et 4% de produits de fission [9]. Ces matières doivent être traitées avec précaution du fait de leur potentiel néfaste pour la santé et l'environnement. Cette question sera traitée dans la section 1.2.3.

#### 1.2.1.2 Considérations neutroniques

Pour assurer une production continue d'électricité, il faut être en capacité de générer des fissions de façon régulière et maîtrisée. Cela est possible par la mise en place d'une réaction en chaîne. Chaque fission génère, en plus des produits de fission, un certain nombre de neutrons qui peuvent à leur tour provoquer la fission d'un noyau. Le bon fonctionnement d'un réacteur nucléaire dépend ainsi de la maîtrise de cette réaction en chaîne. En notant  $k$  le nombre moyen de neutrons issus d'une fission qui provoqueront à leur tour une fission, nommé facteur de multiplication, trois cas de figure sont possibles :

- $k < 1$  : après chaque fission, moins d'un neutron en moyenne conduit à une nouvelle fission. La réaction en chaîne finit par s'arrêter d'elle-même, et avec elle, la production de chaleur. Le système est dit sous-critique.
- $k > 1$  : après chaque fission, plus d'un neutron en moyenne conduit à une nouvelle fission. La réaction en chaîne s'emballe car le nombre de fissions croît de façon non contrôlée. Une bombe nucléaire est un exemple de système qui fonctionne avec un  $k > 1$ .
- $k = 1$  : chaque fission produit en moyenne exactement un neutron qui provoque à son tour une fission. La réaction en chaîne se maintient dans le temps de façon contrôlée et permet une génération continue de chaleur. Dans cette configuration, le cœur est dit critique.

<sup>5</sup> Se référer au Tableau I-1 pour les émissions du nucléaire sur l'intégralité de son cycle de vie.

On voit que dans le cas d'un réacteur nucléaire, le cas  $k = 1$  est la configuration recherchée. Il est usuel de travailler avec une autre grandeur, la réactivité  $\rho$ , qui quantifie l'écart d'un cœur à son état critique :

$$\rho = \frac{k - 1}{k} \quad (1)$$

Pour mieux appréhender comment produire et maintenir une réaction en chaîne, il faut d'abord revenir sur la réaction de fission. Lorsqu'un neutron arrive sur un noyau avec une énergie donnée, différentes réactions peuvent se produire avec différentes probabilités, comme illustré sur la Figure I-7. Par exemple, le neutron incident peut simplement rebondir sur le noyau cible. On parle alors de diffusion. La diffusion peut être élastique, auquel cas il y a conservation de l'énergie cinétique du système {neutron + noyau}, ou inélastique lorsqu'une partie de l'énergie du neutron est absorbé par le noyau pour entrer dans un état excité. Le neutron incident peut aussi être absorbé par le noyau cible, sous la forme de différentes réactions parmi lesquelles se trouve la fission.

Dans les faits, chaque réaction nucléaire a une probabilité  $\sigma$  de se produire, probabilité nommée section efficace et exprimée en barn ( $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ ). La section efficace d'une réaction dépend du noyau cible et de l'énergie du neutron incident. La mise en place et le maintien d'une réaction en chaîne dans le cœur du réacteur demande donc de choisir judicieusement à la fois les matériaux présents dans le cœur du réacteur, plus particulièrement le type de noyau à fissionner, et l'énergie des neutrons présents dans le cœur.

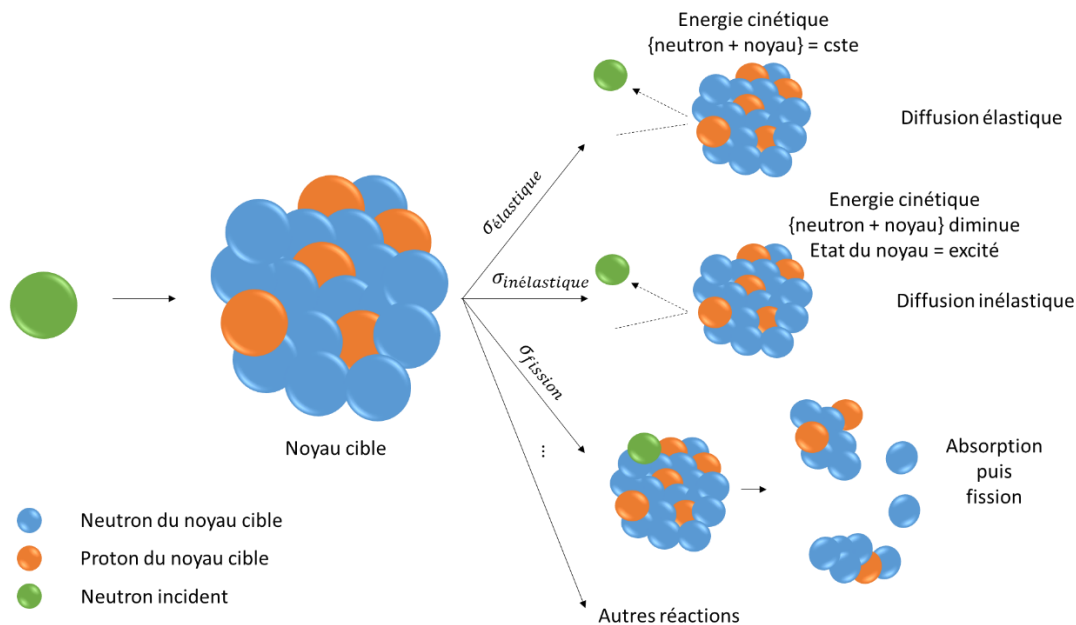


Figure I-7 : Représentation simplifiée des réactions possibles lorsqu'un neutron rencontre un noyau lourd

Par ailleurs, comme expliqué dans la section précédente, la quantité d'énergie électrique générée dépend directement de la quantité d'énergie thermique produite dans le cœur du réacteur. Cette chaleur dépend elle-même du nombre de fissions qui y ont lieu. Il est donc fondamental de maîtriser le nombre de fissions qui se produisent par seconde et par unité de volume dans le cœur, aussi appelé taux de fission. Sommairement, le taux de fission  $R_{\text{fission}}$  s'exprime comme le produit du flux

neutronique  $\varphi$ , de la concentration de noyaux susceptibles de subir une fission  $N$  et de leur section efficace de fission  $\sigma_{fission}$  :

$$R_{fission} = N\sigma_{fission}\varphi \quad (2)$$

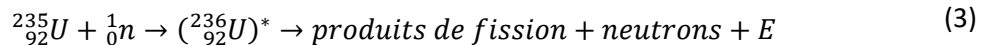
#### 1.2.1.2.1 Choix du noyau fissile

Seul un nombre limité de noyaux peut subir une réaction de fission induite par un neutron. Cela vient du fait que la force nucléaire assurant la cohésion du noyau est généralement supérieure à la force de répulsion coulombienne qu'exercent les protons les uns sur les autres. En revanche, plus le noyau contient de protons et plus la force répulsive augmente, affaiblissant la cohésion du noyau. Tous les éléments plus lourds que le plomb 208, appelés noyaux lourds, sont par nature instables et finissent par se désintégrer en émettant une ou plusieurs particules.

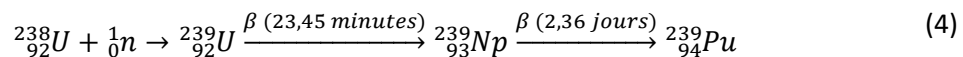
Selon la configuration du noyau considéré, un neutron incident peut apporter suffisamment d'énergie au noyau pour provoquer sa fission. Virtuellement, tous les noyaux lourds peuvent fissionner, mais dans les faits, d'autres réactions peuvent présenter des sections efficaces supérieures à celle de fission. On distingue trois types de noyaux parmi les noyaux lourds :

- les noyaux fissiles, pour lesquels la fission induite par un neutron, peu importe son énergie, est possible,
- les noyaux fertiles, qui après l'absorption d'un neutron forment un noyau fissile,
- les noyaux stériles, qui regroupent tous les autres noyaux.

Dans la nature, le seul noyau fissile est l'uranium 235, aussi noté  $^{235}\text{U}$ . L'équation (3) décrit la réaction de fission de l'uranium 235 :



L'uranium 235 est disponible dans le minerai d'uranium, aussi appelé uranium naturel, à hauteur de 0,72%, le reste du minerai étant principalement composé d'uranium 238. Cet isotope de l'uranium est fertile et produit durant l'irradiation du plutonium 239, selon la réaction (4) :



Le plutonium 239 est un noyau fissile artificiel qui peut aussi être utilisé pour fabriquer du combustible neuf. On parle de cycle U-Pu dans le cas de l'utilisation de ces noyaux. Il existe aussi le cycle Th-U qui fonctionne à partir du thorium 232, noyau fertile disponible dans la nature, qui à la suite d'une capture produit de l'uranium 233 qui est fissile. Dans la suite, tous les réacteurs présentés fonctionnent avec un cycle U-Pu.

1.2.1.2.2 Spectre neutronique et matériaux modérateurs

Considérons l'uranium 235 comme noyau fissile et intéressons-nous au neutron qui permettra de provoquer sa fission. Comme expliqué en section 1.2.1.2.1, la section efficace de fission de l'uranium 235 dépend de l'énergie du neutron incident. Dans un réacteur, l'énergie d'un neutron varie sur plusieurs ordres de grandeur :

- Lorsque son énergie vaut 0,025 eV, le neutron est dit thermique et est en équilibre thermodynamique avec son milieu à 20°C.
- Pour une énergie comprise entre 0,025 eV et 0,1 eV approximativement, on parle de neutron lent.
- Entre 1 eV et une dizaine de keV, le neutron est dit épithermique.
- Enfin, un neutron dont l'énergie est supérieure à 10 keV est qualifié de rapide.

La Figure I-8 compare les sections efficaces de fission et de capture de l'uranium 235 et de l'uranium 238 en fonction de l'énergie du neutron incident. La section efficace de fission de l'uranium 235 est supérieure à sa section efficace de capture pour n'importe quelle énergie du neutron incident, tandis que dans le cas de l'uranium 238, la section efficace de fission n'est plus élevée que celle de capture que dans le domaine rapide. La section efficace de fission de l'uranium 235 est environ 500 fois supérieure dans le domaine thermique que rapide. Par ailleurs, la section efficace de fission de l'uranium 235 est environ 10 fois supérieure à la section efficace de capture de l'uranium 238 pour des neutrons rapides, alors qu'elle est 250 fois supérieure dans le domaine thermique.

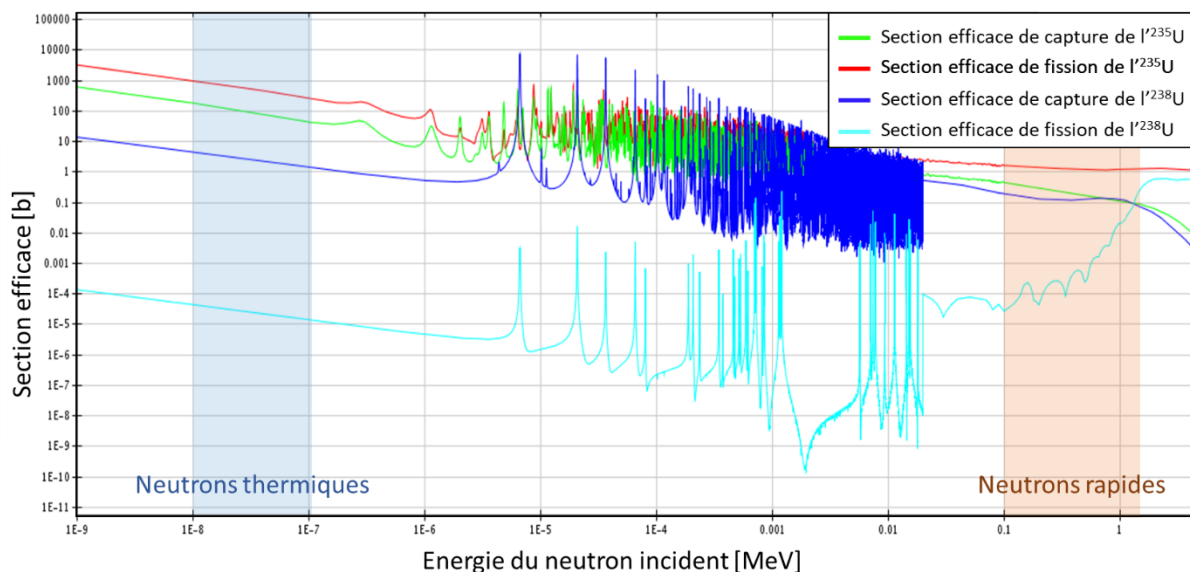


Figure I-8 : Comparaison des sections efficaces de capture et de fission de l'uranium 238 et de l'uranium 235

Cet exemple souligne l'importance que revêt l'énergie du neutron incident sur la mise en place d'une réaction en chaîne. Du fait des valeurs absolues et relatives des sections efficaces de l'uranium 235 et de l'uranium 238, l'enrichissement du combustible en uranium 235 dépend de l'énergie des neutrons en cœur. Avec des neutrons lents, il est possible de travailler avec une concentration faible de noyaux fissiles dans le cœur puisque la section efficace de fission de l'uranium 235 est prédominante pour ce domaine énergétique. Au contraire, une augmentation de la concentration en noyaux fissiles est



obligatoire dans le cas des neutrons rapides pour assurer le maintien de la réaction en chaîne. Il est donc nécessaire de disposer de moyens efficaces pour maîtriser l'énergie des neutrons présents dans le cœur.

Ceci étant dit, il n'est pas aisé de contrôler précisément l'énergie de chaque neutron. Cette particule voyage de façon rectiligne dans l'espace et entre en collision contre les noyaux présents sur son passage jusqu'à être absorbé ou sorti du cœur du réacteur. Après chaque collision, l'énergie du neutron peut diminuer.

La probabilité de perdre de l'énergie et la quantité d'énergie perdue par le neutron dépendent du noyau contre lequel le neutron rebondit. En général, plus le noyau cible est léger et plus le neutron perd de l'énergie. Par exemple, le noyau d'hydrogène, constitué d'un unique proton, réduit très efficacement la vitesse d'un neutron incident. Les noyaux faisant perdre beaucoup d'énergie à un neutron après une collision sont qualifiés de modérateurs. Au contraire, rebondir contre des noyaux plus lourds n'affectent que peu le neutron. Il semble donc possible d'influencer l'énergie d'un neutron en choisissant les matériaux présents dans le cœur du réacteur.

En revanche, les flux neutroniques observables au sein du combustible sont de l'ordre de  $10^{14}$  ou  $10^{15}$  neutrons/s/cm<sup>2</sup>, rendant inenvisageable le suivi précis de l'énergie de chaque neutron. Il est plus pratique de travailler avec une distribution en énergie des neutrons présents dans le cœur du réacteur, aussi appelée spectre neutronique. La forme du spectre dépend des matériaux utilisés dans le cœur. L'ajout d'éléments modérateurs augmente la proportion de neutrons lents du spectre. Au contraire, la minimisation de ces éléments a tendance à augmenter la proportion de neutrons rapides.

En résumé :

- Dans les réacteurs nucléaires actuels, l'énergie thermique nécessaire à la production d'électricité provient de la fission de noyaux fissiles. Cette chaleur est extraite par un fluide caloporteur.
- Pour produire une quantité d'énergie voulue en continu, des fissions doivent être provoquées de façon continue : on parle de réaction en chaîne.
- Le nombre de fissions qui ont lieu par seconde est nommé taux de réaction. Il dépend de la concentration en noyaux fissiles, de la section efficace de fission et du flux neutronique.
- Le seul noyau fissile disponible dans la nature est l'uranium 235.
- Les sections efficaces de fission dépendent de l'énergie du neutron incident.
- Le spectre neutronique donne la répartition en énergie des neutrons présents dans le combustible.
- Le ralentissement des neutrons est contrôlé par l'utilisation d'éléments modérateurs.

1.2.1.3 Choix d'une filière de réacteur

L'ensemble type de combustible, fluide caloporteur et modérateur s'appelle filière de réacteur. De nombreuses combinaisons sont possibles et ont été répertoriées [11]. Deux grandes catégories ressortent : les réacteurs à neutrons lents, aussi appelés réacteurs à neutrons thermiques, et les réacteurs à neutrons rapides.

1.2.1.3.1 Réacteur à neutrons thermiques

Les réacteurs à neutrons thermiques contiennent des modérateurs dans leur cœur afin de ralentir les neutrons de haute énergie issus de la fission. L'efficacité d'un modérateur dépend de deux facteurs : sa capacité à ralentir les neutrons avec un nombre réduit de collisions et une faible section efficace d'absorption pour les neutrons lents, afin de ne pas entrer en compétition avec la réaction de fission. Il existe un nombre limité de modérateurs efficaces. Leurs performances sont comparées dans le Tableau I-2. Il apparaît que l'hydrogène H est l'élément qui ralentit le mieux les neutrons, sa masse étant quasiment égale à celle d'un neutron. En revanche, sa section efficace d'absorption dans le domaine thermique est relativement élevée, ce qui signifie qu'un nombre non négligeable de neutrons sont absorbés par l'hydrogène. Le choix d'un modérateur hydrogéné comme l'eau légère H<sub>2</sub>O oblige alors à enrichir le combustible en uranium pour compenser. Le choix de l'eau lourde D<sub>2</sub>O ou du graphite comme modérateur permet l'utilisation de l'uranium naturel comme combustible évitant ainsi la nécessité d'un enrichissement préalable du combustible en uranium 235. Pour compléter la comparaison des différents modérateurs, il faut bien sûr prendre en compte d'autres critères en lien avec la sûreté (le graphite est inflammable) ou la disponibilité par exemple.

Tableau I-2 : Comparaison des performances de différents noyaux modérateurs<sup>6</sup>

Modérateur	Nombre de chocs nécessaires pour passer de 2 MeV à 0,025 eV	Section efficace d'absorption pour un neutron incident de 0,025 eV [barn]
Hydrogène H	18	0,37
Deutérium D	25	0,0005
Carbone C	115	0,004
Oxygène O	152	0,0002
Béryllium Be	88	0,008

Il existe plusieurs façons d'ajouter un modérateur dans un cœur de réacteur. La plus courante consiste à choisir un caloporteur faisant office de modérateur. C'est le cas pour les réacteurs à eau légère et à eau lourde. L'eau lourde n'étant pas disponible directement dans la nature, sa production doit être organisée et peut s'avérer coûteuse. Cela explique pourquoi les réacteurs à eau légère, et en particulier, les réacteurs à eau pressurisée, ont été privilégiés.

Le réacteur à eau pressurisée, ou REP, représente 67% des réacteurs de puissance en fonctionnement actuellement, faisant de lui la filière de réacteur dominante au niveau mondial [12]. Le REP fonctionne généralement avec un combustible d'oxyde d'uranium, ou UOX, et utilise de l'eau légère comme modérateur et comme fluide caloporteur. La Figure I-9 montre un schéma simplifié d'un REP. Dans le circuit primaire, c'est-à-dire la boucle contenant le cœur du réacteur, l'eau est à une pression d'environ 155 bar et atteint une température de 325 °C en sortie de cœur [13]. Cette eau transmet alors son énergie à l'eau du circuit secondaire pour produire de la vapeur qui met la turbine en mouvement. Le circuit tertiaire, connecté à une source froide telle qu'une rivière ou une mer, sert à condenser et refroidir la vapeur en sortie de turbine avant qu'elle n'entre de nouveau dans le générateur de vapeur, permettant ainsi d'augmenter le rendement.

<sup>6</sup> Tableau de données adapté de [11]

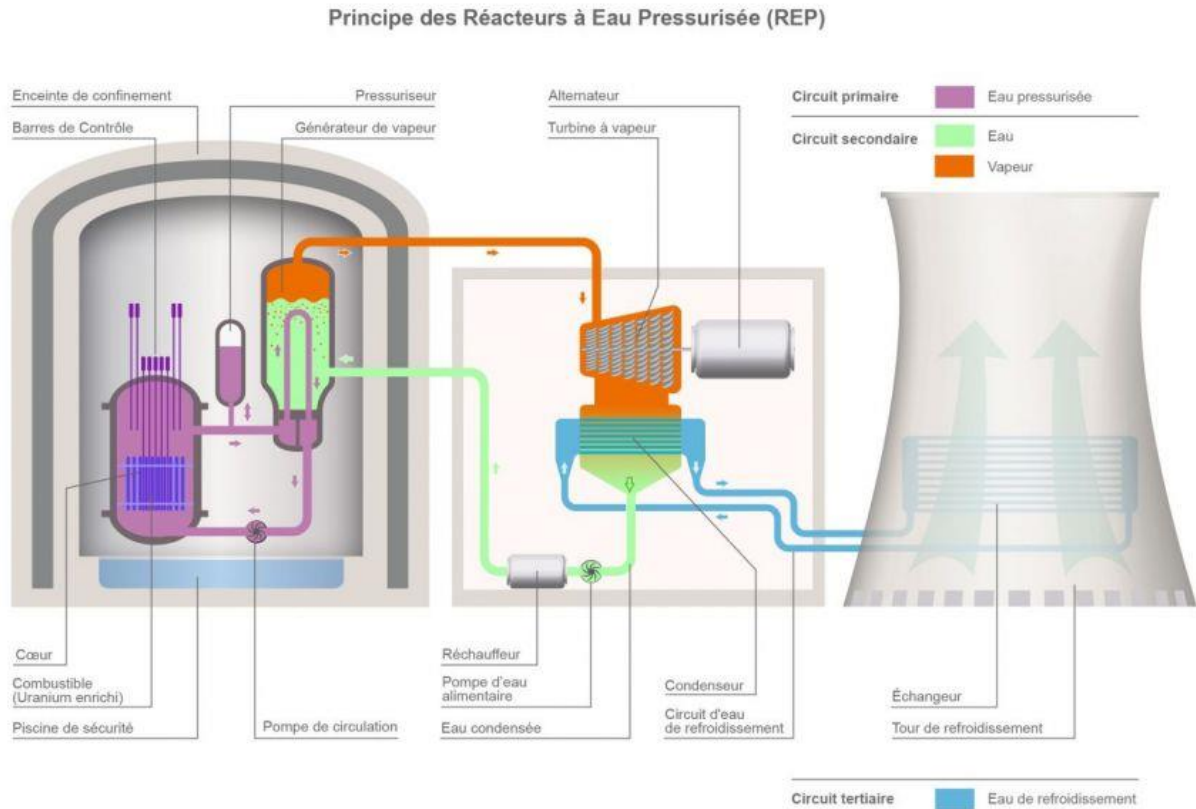


Figure I-9 : Schéma de principe d'un REP [14]

#### 1.2.1.3.2 Réacteurs à neutrons rapides

Le réacteur à neutrons rapides, ou RNR, fonctionne avec un spectre neutronique rapide, c'est-à-dire qu'une grande proportion des neutrons ont une énergie élevée, supérieure à 10 keV. La présence d'éléments modérateurs dans le cœur doit être minimisée afin de faire en sorte que les neutrons préservent leur énergie. Pour ce faire, le réfrigérant choisi doit être le plus transparent possible pour les neutrons. Il peut s'agir de sodium, de plomb, de sels fondus... Un gaz tel que l'hélium peut aussi être utilisé. La section efficace de fission des noyaux lourds comme l'uranium 235 est inférieure de deux ordres de grandeur en spectre rapide par rapport au spectre thermique. Pour une puissance donnée, il est donc nécessaire d'augmenter le flux neutronique pour compenser la faible valeur des sections efficaces. Par ailleurs, une augmentation de la concentration de noyaux fissiles dans le combustible est obligatoire car le rapport entre la section efficace de fission et celle de capture est moins favorable dans le domaine rapide que dans le domaine thermique.

La Figure I-10 montre le principe de fonctionnement d'un RNR refroidi au sodium. Le principe général est assez similaire au cas des REP. La chaleur produite dans le cœur du réacteur est extraite par le caloporteur, ici du sodium liquide, et est transféré à un circuit secondaire au travers d'un échangeur thermique. Le sodium s'enflammant au contact de l'air et explosant au contact de l'eau, le circuit secondaire est lui aussi rempli de sodium. Le risque d'accident et donc de libération de matière radioactive vers l'extérieur est ainsi évité dans le cas d'une fuite entre les circuits primaires et secondaires. La chaleur du sodium dans la boucle secondaire sert à produire de la vapeur dans le circuit d'eau, ou circuit tertiaire, auquel est connectée la turbine. Le lien entre circuits secondaire et tertiaire étant le générateur de vapeur, une attention particulière à sa conception est nécessaire pour prévenir les réactions sodium-eau, ou à défaut, en limiter leurs effets [15]. Une solution peut être d'utiliser du gaz dans le circuit tertiaire.

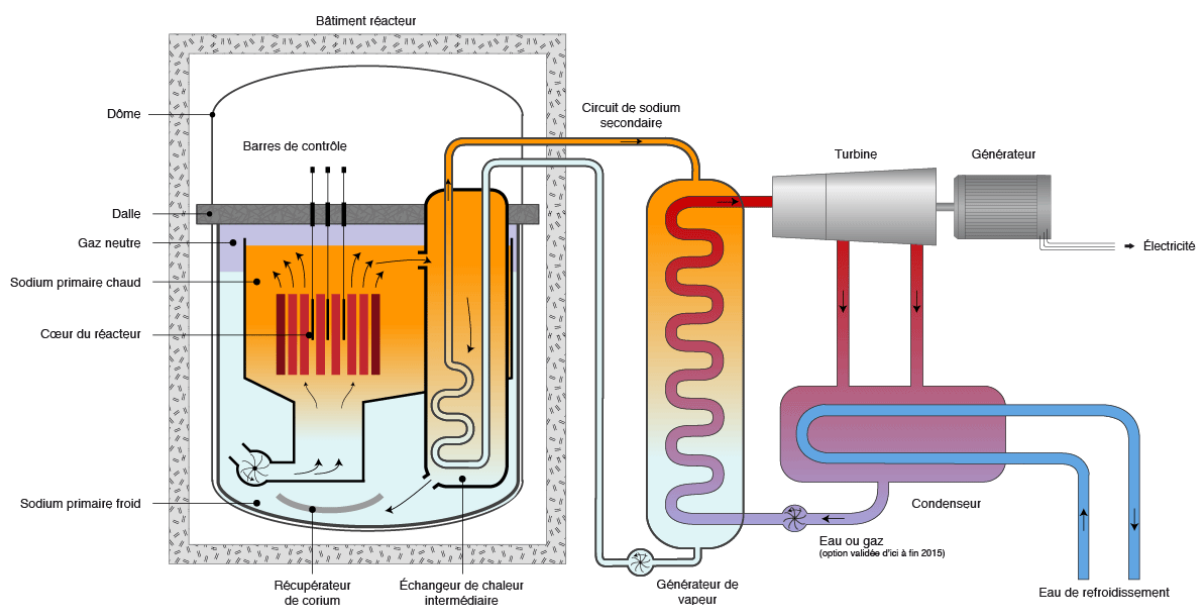


Figure I-10 : Schéma de principe d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium [16]

#### 1.2.1.3.3 Essor historique des REP par rapport aux RNR

Comme dit précédemment, les REP ont rencontré un large succès au niveau mondial, tandis que très peu de RNR sont actuellement en service. En effet, seuls trois RNR sont raccordés au réseau fin 2019 [12] alors que le premier réacteur à produire de l'électricité était un réacteur rapide refroidi par un eutectique sodium – potassium, l'Experimental Breeder Reactor I, ou EBR-I [17]. La préférence pour les réacteurs à eau légère aux Etats-Unis vient du fait que le REP est, à cette époque, le réacteur qui nécessite le moins de développement technologique et possède un cœur compact qui facilite l'accès à des puissances élevées. L'expérience accumulée avec cette technologie dans le cadre de la propulsion de sous-marins nucléaires a alors été mise à profit par l'industriel Westinghouse pour développer sa filière de REP [18]. Westinghouse exporte ensuite son REP à l'international avec une offre « clef en main », conduisant à la diffusion de la technologie du REP.

En France, Framatome rachète une licence du REP de Westinghouse en 1959 et construit son premier REP en collaboration avec la Belgique. Par la suite, cette technologie se révèle être la plus compétitive des technologies disponibles. Le REP devient donc la filière de référence en France pour la production d'électricité. Pour autant, le RNR continue de susciter un intérêt certain, détaillé en section 1.3.2.

#### 1.2.2 Cycle combustible

L'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) dit dans son lexique que le cycle combustible « Désigne l'ensemble des opérations qui accompagnent la production d'électricité nucléaire : de l'extraction du minerai d'uranium à la fabrication de combustible (amont du cycle), de son utilisation dans un réacteur, à son traitement puis son recyclage jusqu'à son élimination définitive (aval du cycle). Le "cycle du combustible" est dit fermé s'il comprend le traitement du combustible irradié et le recyclage des matières fissiles issues du traitement. » [19]. Pour compléter, le cycle du combustible est dit « ouvert » lorsque le combustible irradié est considéré comme un déchet.

Dans cette définition, le cycle combustible, nommé simplement cycle dans la suite, se décompose en trois phases : l'amont du cycle, l'irradiation en réacteurs et l'aval du cycle. Ces trois phases sont ici présentées pour le cas français.

### 1.2.2.1 Amont du cycle : extraction d'uranium et fabrication du combustible

L'amont du cycle concerne toutes les étapes nécessaires à la fabrication du combustible neuf qui sera irradié en réacteur [20]. En premier lieu, l'uranium est extrait des mines et est concentré sous forme de poudre, appelée yellow cake, qui facilite le transport de l'uranium jusqu'à l'usine de conversion située sur le site de Tricastin. Le yellow cake y est transformé en gaz  $UF_6$  et peut alors être enrichi par ultracentrifugation. L'enrichissement du combustible est obligatoire car la concentration de l'uranium 235 dans l'uranium naturel est de 0,7%, ce qui est trop faible pour permettre son utilisation en REP. Il est nécessaire de procéder à un enrichissement compris entre 3 et 5% selon le taux de combustion visé, c'est-à-dire la quantité d'énergie à extraire du combustible par unité de masse. Une fois enrichi, l'uranium est converti en poudre d'oxyde d'uranium, ou UOX, à partir de laquelle sont fabriquées les pastilles de combustible sur le site de Romans.

### 1.2.2.2 Irradiation en réacteurs

La France est l'un des pays les plus nucléarisés au monde avec un parc de 56 REP électrogènes répartis sur 17 sites correspondant à une puissance installée de 61,4 GWe et qui participe à hauteur de 67% à la production d'électricité totale en 2020 [21]. Le choix du nucléaire s'est imposé dans la seconde moitié du XX<sup>e</sup> siècle car il incarnait la meilleure façon d'assurer l'indépendance énergétique du pays. Cette décision a notamment été motivée par la crise du pétrole de 1973. Entre 1979 et 2002, sont mis en service 34 REP de 900 MWe, 20 de 1300 MWe et 4 de 1450 MWe, pour un total de 58 réacteurs. La fermeture récente des deux réacteurs de la centrale de Fessenheim réduit ce nombre à 56.

### 1.2.2.3 Aval du cycle : entreposage, retraitement et stockage définitif

Après l'irradiation en réacteur, le combustible usé est refroidi en piscine jusqu'à ce qu'il soit manipulable. En effet, la désintégration des éléments à vie courte produit une quantité importante de chaleur et de rayonnement gamma. Une fois refroidi, le combustible usé peut être transporté jusqu'à l'usine de retraitement de La Hague, où il y est découpé en morceaux et dissous dans l'acide nitrique afin de séparer l'uranium et le plutonium des produits de fission et des actinides mineurs. A l'heure actuelle, seul le combustible UOX est retraité. Une stratégie de gestion doit être mise en place pour ces différentes matières récupérées après le retraitement du combustible irradié.

### 1.2.3 Gestion des matières

L'existence d'un parc nucléaire implique la consommation et l'accumulation de différentes matières dont la gestion raisonnée est indispensable pour l'établissement d'un nucléaire responsable. Tout d'abord, une distinction existe entre les matières radioactives et les déchets radioactifs. Est qualifiée de matière tout composé radioactif susceptible d'être valorisé dans le futur. En revanche, un déchet radioactif désigne tout composé radioactif qui n'a pas d'utilisation possible ni envisagée. Ainsi, là où les matières radioactives doivent être entreposées et conservées pour une utilisation postérieure, les déchets nécessitent un exutoire qui ne soit pas une charge pour les générations futures.

Plusieurs types de déchets radioactifs existent et le Tableau I-3 les classe en fonction de leur durée de vie, c'est-à-dire le temps pendant lequel ils irradient effectivement, et de leur niveau de radioactivité. Cette classification est valable aussi bien pour les déchets issus de l'industrie nucléaire que pour ceux provenant d'hôpitaux ou de laboratoires expérimentaux.

La question de la gestion des déchets a été abordée dans le cadre de la loi Bataille de 1991. Dans le cadre de cette loi, trois axes de recherche ont été explorés pendant quinze ans : la séparation et transmutation des éléments à vie longue, le stockage en couche géologique profonde et l'entreposage de longue durée en surface. Au terme du temps imparti, la loi du 28 juin 2006 confirme le choix du stockage en couche géologique profonde pour les déchets de haute activité et les déchets de moyenne activité à vie longue, et la loi du 25 juillet 2016 précise les modalités d'ouverture d'une telle zone de

stockage. A l'heure actuelle, le projet CIGEO [22] (centre industriel de stockage géologique) vise à établir à Bure un site d'enfouissement ainsi que les installations nécessaires à la préparation des colis de déchets.

Tableau I-3 : Classification des déchets radioactifs et gestions associées [23]

	Déchets dits à vie très courte contenant des radioéléments de période < 100 jours	Déchets dits à vie courte dont la radioactivité provient principalement des radioéléments de période ≤ 31 ans	Déchets dits à vie longue contenant majoritairement des radioéléments de période > 31 ans
Centaines Bq/g	Très faible activité (TFA)	Gestion par décroissance radioactive sur le site de production  puis élimination dans les filières de stockage dédiées aux déchets conventionnels	Recyclage ou stockage dédié en surface (installation de stockage du centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage de l'Aube)
Millions Bq/g	Faible activité (FA)		Stockage de surface (centre de stockage des déchets de l'Aube)
	Moyenne activité (MA)		Stockage à faible profondeur (à l'étude dans le cadre de la loi du 28 juin 2006)
Milliards Bq/g	Haute activité (HA)	Non applicable <sup>1</sup>	Stockage en couche géologique profonde (en projet dans le cadre de la loi du 28 juin 2006)

<sup>1</sup>Les déchets de haute activité à vie très courte n'existent pas.

On ne traitera pas dans cette partie des matières conventionnelles, comme le béton, les métaux ou les terres rares nécessaires au bon fonctionnement d'un réacteur nucléaire, même si ces considérations sont évidemment cruciales dans le cadre d'un nucléaire durable. Dans cette section, l'accent est mis sur les éléments présents dans le combustible, à savoir l'uranium naturel, l'uranium appauvri, l'uranium de retraitement, les produits de fission, les actinides mineurs et le plutonium.

- Consommation de ressources naturelles : l'uranium naturel

L'uranium naturel est la matière première à partir de laquelle l'uranium enrichi est obtenu pour fabriquer le combustible UOX des REP. Il est composé de 0,7% d'uranium 235, 99,3% d'uranium 238 et d'uranium 234 à l'état de trace. Pour fabriquer une tonne de combustible UOX, il faut approximativement 7 tonnes d'uranium naturel [24]. A court terme, les réserves connues d'uranium en 2016 étaient plus que suffisantes pour approvisionner le parc électronucléaire mondial pendant encore 130 ans [25] et le prix de ce minerai reste extrêmement bas [26]. En revanche, un groupe de 11 pays seulement – le Kazakhstan, le Canada, l'Australie, la Namibie, le Nigéria, la Russie, l'Ouzbékistan, la Chine, les Etats-Unis, l'Ukraine et l'Afrique du Sud – représente 99% de la production mondiale d'uranium naturel. Au-delà de considérations environnementales, la réduction de la consommation d'uranium naturel est essentielle pour garantir l'indépendance énergétique d'un pays. A l'heure actuelle, la France a besoin d'environ 8000 tonnes d'uranium naturel servant à produire 1100 tonnes d'uranium enrichi par an.

- Accumulation d'uranium appauvri

L'uranium appauvri est l'un des produits obtenus après le processus d'enrichissement. Cet uranium est composé à 99,75% d'uranium 238 et de 0,25% d'uranium 235 environ. L'uranium appauvri est actuellement utilisé comme support pour le combustible MOX chargé en REP. Dans le cas d'un déploiement de RNR, l'uranium appauvri serait utilisé à la fois comme support pour le MOX et comme

matière première des couvertures fertiles servant à la production de plutonium. Fin 2019, les réserves d'uranium appauvri s'élèvent à 321 000 tonnes sur le territoire français [27]. L'uranium appauvri est conservé sous forme d'un oxyde stable, l' $U_3O_8$ , et la majorité est entreposée dans deux installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) de 5 000 mètres carrés chacune [28].

- Uranium de retraitement

L'uranium de retraitement est l'uranium récupéré dans le combustible irradié. Il contient environ 1% d'uranium 235. 32 700 tonnes d'uranium de retraitement sont actuellement stockées sous forme d' $U_3O_8$  sur le site de Tricastin [27].

- Produits de fission

Les produits de fission sont les morceaux du noyau lourd qui a subi une fission. Pour faire un parallèle avec une combustion chimique, les produits de fission sont comme les cendres de la fission. Ils peuvent s'avérer instables et traverser plusieurs phases de désexcitation avant d'atteindre un état stable. Ils sont la cause de la plus grande part de la radiotoxicité du combustible irradié sur des temps courts. Considérés comme des déchets, ils doivent être stockés dans des conditions appropriées garantissant l'absence de contamination de la biosphère.

- Actinides mineurs

Au cours de l'irradiation, des noyaux lourds tel que l'uranium peuvent absorber des neutrons et changer de nature à la suite de plusieurs désintégrations bêta. Des éléments comme le neptunium, l'américium, le curium et le plutonium font alors leur apparition. Les trois premiers constituent la famille des actinides mineurs, dont le nom fait référence au fait qu'ils sont présents en très faible proportion dans le combustible irradié par rapport aux actinides majeurs que sont l'uranium et le plutonium. Ces éléments sont responsables d'une grande partie de la radiotoxicité ainsi que de la puissance résiduelle du combustible usé sur les temps longs. Pour réduire l'impact des actinides mineurs sur le stockage définitif, leur transmutation en RNR-Na [29] ou en ADS (Accelerator Driven System) [30] a été étudiée. Elle consiste à exposer les actinides mineurs à un flux de neutrons rapides dans le but de les fissionner. Le spectre rapide est privilégié car il permet de réduire de façon notable la production d'actinides mineurs au cours de l'irradiation [29].

- Plutonium

Le plutonium est une matière au statut dual, dans la mesure où il peut être vu comme une espèce fissile indispensable à la viabilité du nucléaire dans le futur, ou bien comme un élément extrêmement néfaste pour la biosphère sur des temps très longs, sans oublier selon son vecteur isotopique une possible utilisation à des fins militaires. Une analyse plus détaillée est présentée dans la section suivante.

### 1.3 GESTION DU PLUTONIUM

La dualité du plutonium rend délicate sa gestion. D'une part, il est responsable de la majorité de la radiotoxicité du combustible irradié sur le long terme, comme le montre la Figure I-11 dans le cas d'un combustible UOX irradié. Le qualifier en déchet obligerait à augmenter fortement l'emprise du stockage définitif pour des raisons de sûreté. Pour ces raisons, il semble opportun de réduire au maximum l'inventaire en plutonium du cycle.

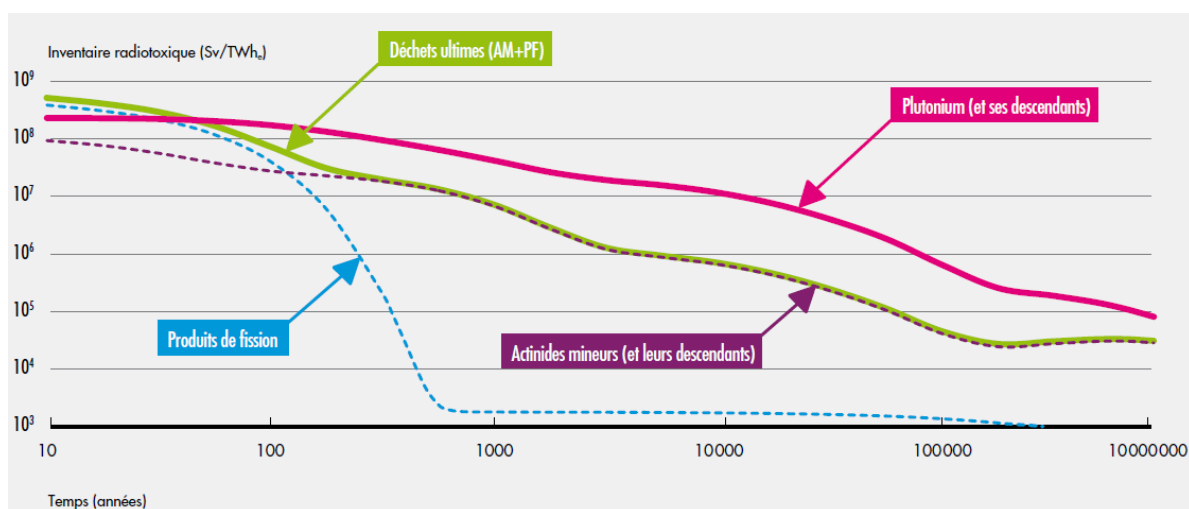


Figure I-11 : Évolution dans le temps de l'inventaire de radiotoxicité par ingestion des différents composants d'un combustible usé (UOX 45 GWj/t) [31]

D'autre part, le plutonium peut être utilisé pour fabriquer du combustible MOX en REP ou en RNR. En effet, les isotopes 239 et 241 sont fissiles, tandis que le reste des isotopes fissionnent uniquement en spectre rapide. En réutilisant le plutonium présent dans les combustibles usés, la consommation d'uranium naturel ainsi que la radiotoxicité des déchets s'en trouvent diminuées.

Le plutonium est notamment au cœur de la stratégie de déploiement d'un futur parc RNR qui permettrait à la France de devenir indépendante de toute source d'importation pour la production de son électricité. Or, une masse minimale de plutonium est nécessaire pour déployer un parc RNR. Par exemple, dans [32], environ 1000 tonnes de plutonium sont requises pour déployer un parc de 40 RNR permettant le maintien du niveau de puissance installée en France. Il faut donc trouver un compromis entre la minimisation de l'inventaire en plutonium du fait de sa forte radiotoxicité et de son potentiel proliférant, et conserver une masse suffisante pour permettre un déploiement futur de RNR.

Le but de cette section est de présenter les deux types de gestion de plutonium possibles aujourd'hui : la gestion en REP et la gestion en RNR.

### 1.3.1 Gestion en REP

Plusieurs gestions en REP existent :

- le cycle ouvert qui ne procède à aucune action de recyclage du combustible usé, le considérant comme un déchet ;
- le monorecyclage qui récupère le plutonium issu d'un combustible UOX usé pour le réutiliser dans un combustible MOX. Le combustible MOX usé n'est pas recyclé ;
- le multirecyclage qui réutilise à la fois le plutonium issu des combustibles UOX et MOX usés.

Ces trois gestions sont brièvement présentées ici ainsi que les limites associées à l'utilisation de REP pour la gestion du plutonium.

#### 1.3.1.1 Le cycle ouvert

La stratégie la plus simple dans sa mise en œuvre, et de facto la plus utilisée au niveau mondial, est la stratégie du cycle ouvert. Sa représentation schématisée est montrée en Figure I-12. Elle consiste à ne pas retraiter le combustible après irradiation pour en récupérer les matières d'intérêt, comme



l'uranium ou le plutonium. Certains pays, comme les Etats-Unis, ne retraitent pas leurs combustibles usés mais optent pour un entreposage en surface dans l'éventualité qu'une stratégie de valorisation soit mise en place dans le futur. D'autres comme la Finlande ou le Canada [33] considèrent le combustible irradié comme un déchet et comptent le stocker dans un dépôt géologique profond.

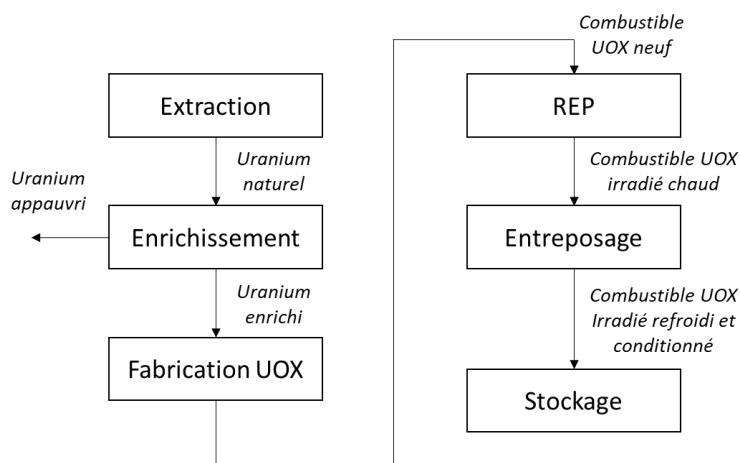


Figure I-12 : Représentation schématique du cycle ouvert

#### 1.3.1.2 Mono-recyclage en REP : le combustible MOX

Dans quelques pays, et notamment en France, une stratégie de mono-recyclage en REP est appliquée. Sa représentation schématique est montrée en Figure I-13. Elle consiste à récupérer les matières valorisables des combustibles usés UOX, i.e. l'uranium et le plutonium, en vue d'une possible utilisation future. Cette approche est plus avantageuse que la stratégie du cycle ouvert pour plusieurs raisons.

Tout d'abord, elle permet de ne pas mettre au déchet des matières ayant un potentiel énergétique. En effet, l'uranium et le plutonium représentent 96% de la composition du combustible usé. En les réutilisant dans du combustible neuf, la consommation d'uranium naturel s'en voit réduite. Par exemple, l'utilisation de combustible MOX en France ainsi que la réutilisation de l'uranium de retraitement permet d'économiser environ 20% d'uranium naturel. Le fait de consommer une partie du plutonium produit dans les combustibles UOX donne lieu à une diminution de sa masse dans le cycle en comparaison avec un cycle ouvert. En revanche, l'uranium de retraitement n'est plus recyclé en uranium ré-enrichi à l'heure actuelle.

Par ailleurs, le mono-recyclage en REP permet de réduire nettement la quantité de combustibles usés entreposés. En comparaison avec un cycle ouvert, le mono-recyclage mis en place depuis les années 80 en France a permis de réduire la masse de combustibles entreposés de 21 000 tonnes en 2016, cette différence étant évaluée à 80 000 tonnes pour 2100 [34]. A titre de comparaison, la capacité d'entreposage disponible actuellement à l'usine de la Hague s'élève à 17 600 tonnes. Ainsi, le mono-recyclage a permis une économie substantielle d'espace dédié à l'entreposage.

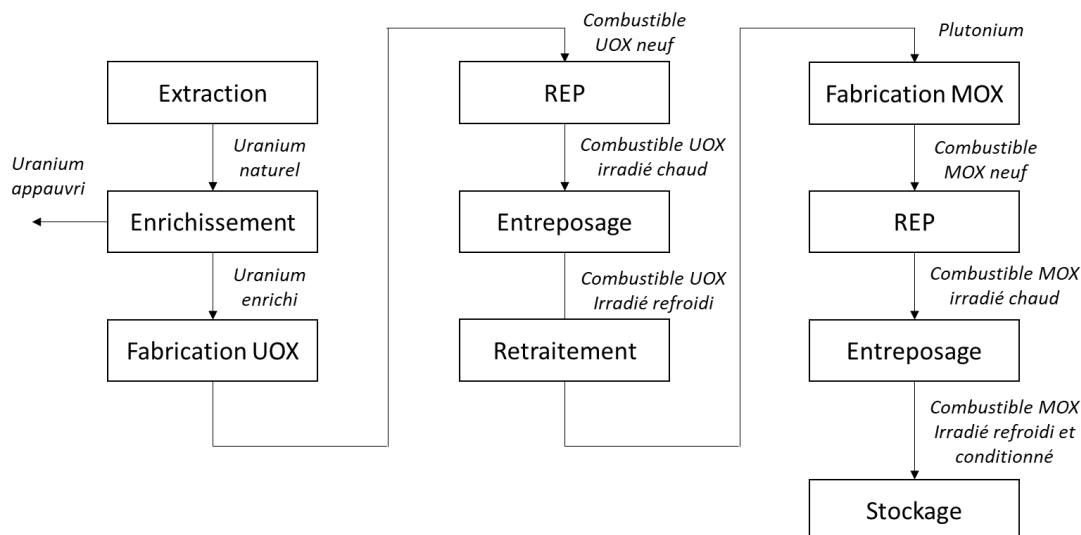


Figure I-13 : Représentation schématique du mono-recyclage en REP

### 1.3.1.3 Limites de la technologie REP pour la gestion des matières

Pour le moment, les combustibles MOX usés sont entreposés dans l'attente d'une valorisation future. En l'état, il est difficile de réutiliser directement le plutonium issu des combustibles MOX irradiés dans un combustible pour REP pour des raisons de sûreté. En effet, après un passage en REP, l'isotopie du plutonium est dégradée : la fraction des isotopes fissiles 239 et 241 a diminué tandis que la fraction des isotopes absorbants 240 et 242 a augmenté. Pour assurer le maintien de la réaction en chaîne dans un REP avec ce plutonium dont l'isotopie est dégradée, il est nécessaire d'augmenter la teneur en plutonium dans le combustible neuf. Or, au-delà de 12%, le coefficient de vide<sup>7</sup> du cœur devient positif [35], ce qui n'est pas acceptable en termes de sûreté. Une augmentation de la teneur en plutonium provoque aussi la diminution de la fraction de neutrons retardés, essentiels pour le pilotage du réacteur.

Ainsi, le mono-recyclage n'est pas suffisant pour stabiliser l'inventaire en plutonium, puisque le plutonium présent dans les combustibles MOX usés n'est pas valorisable en REP avec des assemblages traditionnels. Le développement d'assemblages dédiés au multi-recyclage du plutonium en REP est à l'étude en ce moment. Pour compenser la dégradation de l'isotopie du plutonium, les concepts proposés (APA, CORAIL, MOXEUS, aussi appelé MIX) [36] ont recours à de l'uranium enrichi. Il a alors été démontré que l'isotopie du plutonium se stabilise dans le temps, permettant ainsi de recycler indéfiniment le plutonium en REP. Les scénarios réalisés dans le cas du parc français montrent que le multi-recyclage en REP présente une consommation d'uranium naturel comparable au cas du mono-recyclage avec retraitement de l'uranium, mais que la production annuelle d'actinides mineurs est augmentée d'au moins 25% [37].

Le mono-recyclage et le multi-recyclage en REP présentent donc des avantages certains, principalement la réduction de la consommation d'uranium naturel grâce à la réutilisation du plutonium et de l'uranium de retraitement, la diminution de la capacité d'entreposage nécessaire et le contrôle de l'inventaire en plutonium. En revanche, le cycle combustible ne saurait être fermé avec des REP. Pour se passer complètement d'uranium naturel et pour limiter la production d'actinides

<sup>7</sup> Le coefficient de vide évalue le comportement du cœur d'un point de vue neutronique dans le cas de la perte du modérateur ou d'une baisse de sa densité. Un cœur avec un coefficient de vide positif est un cœur dont le nombre de neutrons produits augmente en l'absence de modérateur, ce qui signifie que le cœur tend naturellement à s'emballer. C'est pourquoi le coefficient de vide se doit d'être négatif.

mineurs, le recours à des réacteurs à neutrons rapides reste au cœur de la stratégie française pour la fin du siècle, comme mentionné dans la Programmation Pluriannuelle de l'Énergie (PPE) [38].

### 1.3.2 Les réacteurs à neutrons rapides

Le réacteur à neutrons rapides (RNR) est une technologie clef pour permettre à l'énergie nucléaire d'être pérenne du point de vue de la consommation de ressources naturelles et de la gestion de ses déchets les plus radiotoxiques sur le long terme. Dans cette partie, l'intérêt des réacteurs à neutrons rapides pour le cycle est détaillé, puis, des repères historiques autour du développement de cette technologie sont présentés à l'échelle mondiale et pour le cas français. L'attention est ensuite centrée sur le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na) et quelques cœurs sont présentés.

#### 1.3.2.1 Intérêt des réacteurs à neutrons rapides pour le cycle

L'intérêt du réacteur à neutrons rapides se décline en trois volets principaux que sont la possibilité de multi-recycler le plutonium, la meilleure utilisation de l'uranium et la réduction de la radiotoxicité des déchets sur le long terme par la fission des actinides mineurs.

##### 1.3.2.1.1 Multi-recyclage du plutonium

Le spectre rapide du RNR rend possible le multi-recyclage du plutonium. A titre illustratif, le Tableau I-4 met en évidence les différences entre les sections efficaces de capture et de fission pour un neutron incident thermique ou rapide pour les isotopes majoritaires du plutonium. L'américium 241 apparaît aussi dans la liste car il est le produit de la désintégration du plutonium 241 dont la demi-vie<sup>8</sup> est de 14,4 ans, ce qui est relativement court à l'échelle du cycle.

Dans le cas d'un neutron thermique, il apparaît que seuls les isotopes impairs du plutonium ont plus de chance de subir une fission qu'une capture radiative. En comparaison, un neutron rapide a plus de chance de provoquer une fission qu'une capture radiative pour tous les isotopes du plutonium, y compris pour l'américium 241. Cela signifie qu'un REP aura tendance à dégrader l'isotopie du plutonium après plusieurs cycles d'irradiation tandis qu'un RNR a le potentiel de stabiliser cette isotopie à un meilleur niveau.

**Tableau I-4 : Comparaison des sections efficaces de capture et de fission pour les isotopes majoritaires du plutonium et de l'américium 241 (construit à partir de la base de données JEFF 3.1.1 [39])**

	Energie du neutron incident = 0,025 eV			Energie du neutron incident = 1 MeV		
	$\sigma_{capture}$ [b]	$\sigma_{fission}$ [b]	$\frac{\sigma_{fission}}{\sigma_{capture}}$	$\sigma_{capture}$ [b]	$\sigma_{fission}$ [b]	$\frac{\sigma_{fission}}{\sigma_{capture}}$
<sup>238</sup> Pu	545	18	0,033	0,9	2,1	2,333
<sup>239</sup> Pu	275	750	2,727	0,56	1,8	3,214
<sup>240</sup> Pu	287	0,6	0,002	0,1	1,4	14
<sup>241</sup> Pu	369	1025	2,778	0,16	1,6	10
<sup>242</sup> Pu	19	2,6	0,137	0,1	1,5	15
<sup>241</sup> Am	657	3,2	0,005	0,24	1,3	5,417

##### 1.3.2.1.2 Meilleure utilisation de l'uranium

Dans le cas d'un REP, on peut considérer que l'uranium 235 est pleinement exploité en supposant que l'uranium de retraitement est enrichi pour être réutilisé en réacteur. En revanche, l'uranium 238, présent à 99,3% dans l'uranium naturel et à 99,8% dans l'uranium appauvri accumulé au fil des ans,

<sup>8</sup> La demi-vie d'un isotope donné, aussi appelée période radioactive, correspond à la durée au bout de laquelle la moitié des noyaux de cet isotope s'est désintégrée de façon naturelle.

n'est pas complètement utilisé. En effet, après un séjour en réacteur, le combustible usé d'un REP contient environ 1% de plutonium, ce qui signifie que seule une infime fraction de l'uranium 238 a effectivement servi. Idéalement, l'intégralité de l'uranium 238 devrait pouvoir être convertie en plutonium 239 et servir à fabriquer un combustible MOX. De cette façon, l'intégralité de la ressource d'uranium serait mise à profit.

Générer du plutonium 239 à partir de l'uranium 238 demande la consommation d'un neutron. Or, il a été expliqué en section 1.2.1.2 que l'économie neutronique, c'est-à-dire l'équilibre de la production et de la consommation de neutrons dans le cœur du réacteur, constitue le fondement du maintien de la réaction en chaîne. Pour produire de l'énergie de façon continue, il faut que chaque fission génère un neutron qui servira à une fission ultérieure. Ajouter un besoin de production de plutonium dans cette équation demande donc de produire au moins un neutron de plus destiné à être absorbé par l'uranium 238. Au total, pour un cycle U-Pu, seule la fission du plutonium 239 en spectre rapide conduit à la pleine utilisation de l'uranium naturel, car elle produit suffisamment de neutrons pour assurer le maintien de la réaction en chaîne, permettre la conversion de l'uranium 238 en plutonium 239, et compenser les fuites neutroniques [15].

#### 1.3.2.1.3 Réduction de la radiotoxicité des déchets sur le long terme

A l'instar du constat fait pour les isotopes du plutonium, le rapport fission/capture est plus élevé pour les actinides mineurs en spectre rapide. Dans le cas d'un spectre thermique, les actinides mineurs ont plutôt tendance à capturer des neutrons.

**Tableau I-5 : Comparaison des sections efficaces d'absorption et de fission pour les actinides mineurs majoritaires (construit à partir de la base de données JEFF 3.1.1 [39])**

	Energie du neutron incident = 0,025 eV			Energie du neutron incident = 1 MeV		
	$\sigma_{capture}$ [b]	$\sigma_{fission}$ [b]	$\frac{\sigma_{fission}}{\sigma_{capture}}$	$\sigma_{capture}$ [b]	$\sigma_{fission}$ [b]	$\frac{\sigma_{fission}}{\sigma_{capture}}$
<sup>237</sup> Np	184	0.02	0,0	0,17	1,45	8,5
<sup>242m</sup> Am	1240	6500	5,2	0,08	1,6	20,0
<sup>243</sup> Am	192	0,82	0,0	0,22	1	4,5
<sup>242</sup> Cm	16	5	0,3	0,01	1,8	180,0
<sup>243</sup> Cm	132	626	4,7	0,02	2,2	110,0
<sup>244</sup> Cm	10,5	0,6	0,1	0,15	2	13,3
<sup>245</sup> Cm	364	2170	6,0	0,09	1,6	17,8
<sup>246</sup> Cm	1,3	0,15	0,1	0,14	1,4	10,0

#### 1.3.2.2 Le RNR dans le monde et en France

Les scientifiques ont rapidement compris que les réacteurs à neutrons rapides seraient à même de répondre aux besoins énergétiques des pays en raison de leur potentiel surgénérateur, dans le cas où l'uranium naturel viendrait à manquer. Cette conviction a pu se renforcer notamment avec la crise pétrolière de 1973. En revanche, les accidents de Three Mile Island, Tchernobyl et Fukushima ont fortement marqué l'opinion publique, rendant plus difficile le développement du nucléaire en général. De plus, du fait de l'expertise accumulée dans les réacteurs thermiques et du faible prix de l'uranium découlant de son abondance, la technologie du réacteur rapide n'a pas connu l'essor espéré. Parmi les 443 réacteurs raccordés au réseau électrique fin 2019, seuls 3 sont des réacteurs rapides [12].

Malgré tout, la recherche sur les RNR s'est poursuivie au niveau mondial. Certains pays comme la France garde pour objectif futur de fermer le cycle à l'aide du déploiement de RNR. Lors du Generation

IV International Forum (GIF) de 2001, six filières de réacteurs ont été retenues comme étant les plus prometteuses pour le futur. Parmi elles, quatre fonctionnent avec des neutrons rapides : les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na), les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz, les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb et les réacteurs à sels fondus (pouvant aussi fonctionner en spectre thermique). Dans le cadre de ce forum, les objectifs des réacteurs de quatrième génération<sup>9</sup> ont été définis :

- Développement durable : les réacteurs nucléaires et le cycle associé doivent apporter une énergie décarbonée tout en minimisant à la fois la consommation de ressources naturelles comme l'uranium et la quantité de déchets de haute activité à vie longue.
- Economie : les réacteurs et le cycle associé doivent être compétitifs face aux autres sources de production d'électricité.
- Sûreté et sécurité : la conception des réacteurs doit intégrer des dispositifs et stratégies de prévention et de mitigation d'accidents, ainsi que d'agressions extérieures.
- Résistance à la prolifération : des stratégies doivent être mises en place pour limiter le risque d'utilisation de matières radioactives à des fins malveillantes.

La France a rapidement fait le choix de la filière sodium car ce caloporteur métallique :

- est faiblement modérateur et peu absorbant,
- a une température de fusion relativement basse (97,79°C) et une température d'ébullition élevée (882,8°C) permettant l'obtention d'un bon rendement thermodynamique et la possibilité au réacteur de fonctionner à pression quasi-atmosphérique,
- possède une excellente conductivité thermique,
- provoque peu de corrosion dans les structures du réacteur en comparaison avec le plomb,
- est disponible en grande quantité et à bas coût,
- dispose d'un bon retour d'expérience au niveau industriel.

L'utilisation du sodium présente néanmoins certaines complications, notamment en raison de sa forte réactivité au contact de l'air et de l'eau. Par ailleurs, son opacité rend difficile les travaux de maintenance et d'inspection.

L'histoire du développement des RNR en France débute en 1967 avec la divergence du réacteur Rapsodie, réacteur d'une puissance initiale de 20 MWth et portée à 40 MWth en 1970. Son objectif a été de reproduire les conditions thermiques et neutroniques d'un réacteur de puissance. Les expériences menées en son sein ont permis de valider les choix de combustibles et de conception de cœur. L'étape suivante dans le développement de la filière RNR-Na a été le démarrage du réacteur Phénix en 1973. D'une puissance d'environ 600 MWth, ce cœur a constitué la dernière étape intermédiaire avant le déploiement d'un RNR de grande puissance dédié à la production d'électricité. Les expérimentations menées à Phénix ont notamment permis d'améliorer les performances des combustibles MOX (augmentation du taux de combustion maximal et allongement des campagnes d'irradiation), de démontrer la capacité de surgénération d'un tel cœur et de démontrer la possibilité

---

<sup>9</sup> La notion de génération de réacteur se réfère à la période de déploiement et aux objectifs associés. La génération I correspond aux premiers réacteurs déployés et devaient démontrer la faisabilité industrielle d'une production électrique par l'énergie atomique. La génération II concerne les réacteurs déployés dans les années 70 et met l'accent sur la compétitivité du nucléaire face aux autres sources d'énergie. Suite aux accidents nucléaires majeurs de Three Mile Island, Tchernobyl et Fukushima, ainsi que du danger terroriste, la génération III se concentre sur la sûreté et la sécurité des installations, en mettant au point des stratégies de prévention et de mitigation.

de fabrication et de retraitement du combustible RNR. Des premiers essais de transmutation d'actinides mineurs ont aussi été réalisés. Douze ans après la mise en service de Phénix, le premier RNR de puissance européen diverge. Superphénix, d'une puissance de 3000 MWth, a fonctionné jusqu'en 1997 avant d'être définitivement arrêté pour des raisons politiques et économiques [40].

Le travail de recherche autour des RNR-Na ne s'est pas arrêté pour autant. En accord avec les lois du 13 juillet 2005 et du 28 juin 2006 relative à la gestion durable de matières et déchets radioactifs, la construction d'un démonstrateur à l'horizon 2020 était initialement prévue. Le réacteur ASTRID, pour Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration, d'une puissance de 600 MWe, avait pour but principal la préparation du déploiement futur de RNR-Na. Concrètement, ASTRID devait permettre la validation et la qualification des avancées technologiques en termes de sûreté et d'opérabilité, démontrant ainsi l'extrapolation de ces avancées à un RNR-Na à l'échelle industrielle. En particulier, la possibilité de multi-recycler le plutonium et de transmuter les actinides mineurs devait être démontrée. Après une phase d'avant-projet retardée en raison de Fukushima, la décision est prise de ne pas construire le démonstrateur en raison du prix de l'uranium qui reste bas et d'un besoin d'approfondir les connaissances sur le cycle combustible associé à ASTRID [41].

Cette décision a fait l'objet d'une saisine de l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques (OPECST) qui a rendu un rapport provisoire le 8 juillet 2021 [41]. Aux yeux des rapporteurs, « la décision semble avoir été prise sur la base de considérations industrielles et commerciales, alors qu'il aurait été nécessaire de prendre en compte les intérêts à long terme du pays ». De plus, ils estiment que le Parlement aurait dû être associé à la décision d'arrêt du projet ASTRID en raison de son caractère hautement stratégique. Face aux doutes qu'a pu provoquer cette décision vis-à-vis de la stratégie énergétique de la France, les rapporteurs recommandent de « réaffirmer le choix stratégique de la fermeture complète du cycle combustible et du développement des nouveaux réacteurs de 4e génération indispensables à sa réalisation ». La fermeture du cycle à l'aide de RNR-Na est toujours inscrite dans la Programmation Pluriannuelle de l'Energie (PPE) [38].

Après l'exposé du contexte, passons à la présentation du RNR-Na (notés RNR dans la suite du manuscrit) en tant que tel.

### 1.3.2.3 Notions de conception d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium

Dans cette partie, les composants d'un cœur de réacteur à neutrons refroidis au sodium (RNR-Na) sont présentés ainsi que les principaux estimateurs de sûreté et performances associés.

#### 1.3.2.3.1 Cœur de RNR-Na

Une vue d'ensemble d'un RNR-Na a déjà été montrée en section 1.2.1.3.2. On s'intéresse ici au cœur du RNR-Na, où ont lieu les réactions nucléaires. A l'instar des REP, le cœur d'un RNR-Na se compose d'assemblages, eux-mêmes étant constitués d'aiguilles contenant des pastilles de combustible.

La Figure I-14 montre un exemple de cœur de RNR-Na. Dans la partie fissile au centre du cœur, différentes zones d'enrichissement sont définies dans le but d'obtenir un flux neutronique le plus aplati possible et ainsi obtenir une répartition homogène de la puissance. Ces zones sont matérialisées par le cœur interne et le cœur externe de la Figure I-14. Autour du cœur fissile, des assemblages fertiles peuvent être disposés, aussi appelés couvertures fertiles. Leur rôle est de tirer parti des fuites neutroniques pour produire des noyaux fissiles. Ces couvertures étant généralement composées d'uranium 238, le noyau fissile produit est le plutonium 239. Ces couvertures sont dites radiales car elles se trouvent à la périphérie du cœur fissile. Au-delà des couvertures, des réflecteurs servent à renvoyer les neutrons sortant du cœur vers l'intérieur et protègent l'extérieur des radiations. Dans la suite, le mot « cœur » désignera l'ensemble constitué des zones fissiles et fertiles.

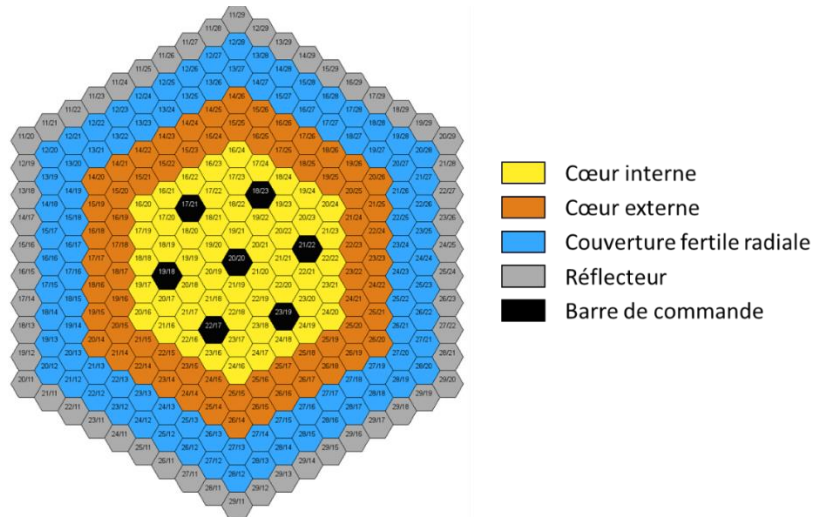


Figure I-14 : Schéma d'un cœur de RNR-Na

La Figure I-15 montre la coupe horizontale d'un assemblage et d'une aiguille. L'assemblage a une forme hexagonale pour rendre le cœur le plus compact possible. Sa fonction première est de maintenir les aiguilles combustibles ensemble et de garantir leur bon refroidissement. En raison du tube hexagonal qui entoure l'assemblage, le flux de sodium ne se produit que verticalement, du bas vers le haut. Au sein de l'assemblage, les aiguilles sont entourées d'un fil hélicoïdal en acier pour garantir que le sodium puisse circuler correctement entre elles.

Dans chaque aiguille sont empilées des pastilles de combustible de quelques millimètres de diamètre. Ces pastilles sont annulaires, c'est-à-dire perforées en leur centre, pour réduire la température maximale au sein de la pastille et améliorer l'évolution de sa structure au cours de l'irradiation. A l'heure actuelle, les pastilles de combustible sont faites d'un mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium, aussi appelé MOX. Le combustible oxyde est retenu en raison de l'expérience accumulée avec ce matériau, mais d'autres combustibles sont à l'étude (combustible métallique, carbure, nitrure). Au-dessus et en-dessous des pastilles de combustibles peuvent être ajoutées des pastilles d'uranium appauvri afin de constituer des couvertures fertiles axiales qui profiteront des fuites neutroniques axiales pour produire du plutonium.

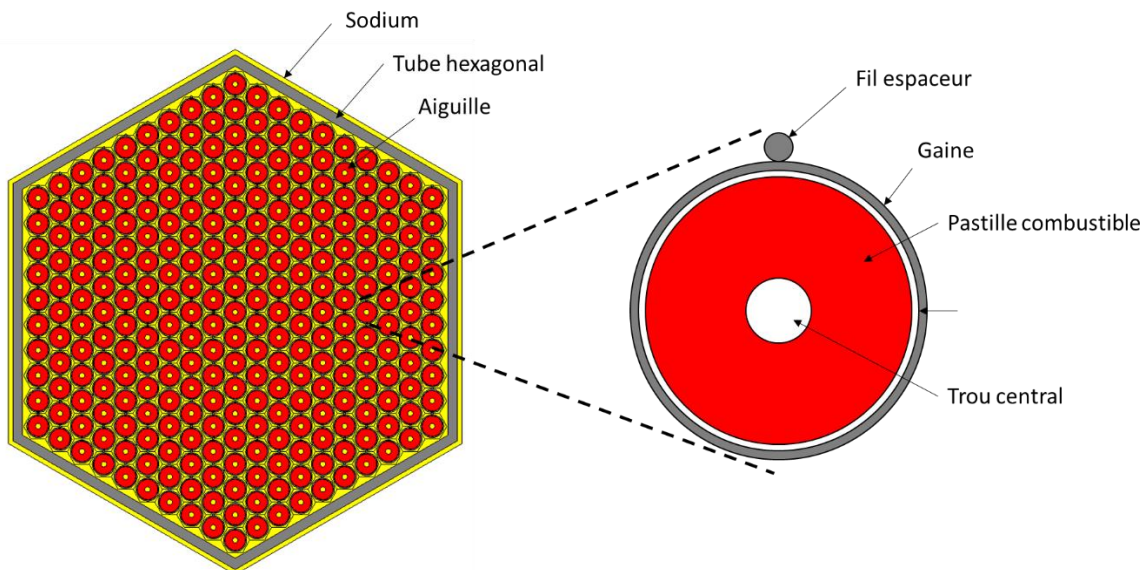


Figure I-15 : Coupe horizontale d'un assemblage combustible de RNR et d'une aiguille

### 1.3.2.3.2 Principaux estimateurs de sûreté pour les RNR

Différents estimateurs sont généralement étudiés afin de s'assurer de la sûreté du cœur. Une distinction est faite entre les estimateurs en lien avec les matériaux présents dans le cœur (combustible et structure) et les estimateurs évaluant les contre-réactions neutroniques qui font suite à un changement dans le cœur. Sont ici présentés la puissance linéique maximale, la dose maximale sur la gaine du crayon combustible, l'effet de vidange et l'effet Doppler. Ces estimateurs sont suffisants pour avoir une première idée de la sûreté globale du cœur.

- Puissance linéique maximale

La puissance linéique maximum est un estimateur local permettant le maintien de marges adéquates au niveau des aiguilles. Sa limite supérieure est fixée à 460 W/cm pour garder une marge à la fusion raisonnable, tandis que sa limite inférieure est fixée à 300 W/cm pour assurer un bon conditionnement de la gaine et de l'aiguille.

- Dose maximale sur la gaine

La dose maximale reçue par la gaine quantifie le dommage causé par l'irradiation sur la gaine du crayon combustible. Cette dose se mesure en DPA (Déplacements Par Atome), qui représente le nombre de fois que chaque atome d'une structure a été déplacé sous l'effet d'une irradiation externe.

Au-delà d'un certain endommagement, la gaine peut gonfler et se fissurer n'assurant alors plus son rôle de barrière de protection. Selon le matériau considéré pour la gaine, la valeur de DPA max change. Pour un acier de type AIM1, la limite est fixée à 87,5 DPA, tandis qu'avec un matériau plus avancé comme l'ODS/AIMS2, la limite pourrait être repoussée à 200 DPA [42]. La quantité de DPA reçue par la gaine dépend du temps d'irradiation et du spectre neutronique. Cette quantité doit être inférieure à la valeur DPA max que la gaine peut supporter.

- Effet de vidange

Dans le cas d'une perte de sodium dans le cœur, aussi appelée vidange, le spectre neutronique se durcit légèrement dans la mesure où le sodium cesse son léger effet modérateur dû aux résonances de sa section efficace de diffusion inélastique. Les neutrons ayant plus d'énergie, la fission est favorisée face aux autres réactions possibles pour la plupart des noyaux présents dans le combustible. Dans ce cas, un surplus de neutrons est produit, pouvant provoquer un emballement de la réaction en chaîne. En revanche, les sections efficaces étant globalement plus faibles pour les neutrons de haute énergie, la probabilité qu'un neutron s'échappe du cœur augmente, en particulier à la périphérie du cœur. Ces fuites neutroniques font diminuer le nombre de neutrons disponibles pour maintenir la réaction en chaîne. Ainsi, lors d'une vidange, ces deux effets s'opposent. Le coefficient de vidange permet d'évaluer le résultat net entre l'augmentation du nombre de fissions et les fuites neutroniques.

- Effet Doppler

Pour comprendre l'effet Doppler, il faut revenir à l'allure générale des sections efficaces de noyaux lourds. Pour les neutrons épithermiques, dont l'énergie vaut entre 1 eV et quelques dizaines de keV, la section efficace d'absorption présente des pics très marqués pour des énergies précises. Ces énergies correspondent à des niveaux d'excitation du noyau lourd qui aurait absorbé un neutron incident. En d'autres termes, un neutron a de très grande chance d'être absorbé s'il apporte exactement l'énergie nécessaire à un noyau cible pour former un noyau composé dans un état excité. Ces pics de section efficace sont appelées résonances.

Lors de l'augmentation de la température du combustible, l'agitation thermique des noyaux présents augmentent. C'est le cas en particulier de l'uranium 238, qui représente en moyenne 80% du combustible d'un RNR. Cette agitation provoque un léger changement dans la vitesse relative entre l'uranium 238 et les neutrons, entraînant un élargissement des résonances pour la section efficace



d'absorption de l'uranium 238. Ainsi, lorsque la température du combustible augmente, le nombre de neutrons absorbés par l'uranium 238 augmente. L'effet Doppler est donc un effet stabilisateur intrinsèque du combustible, qui est d'autant plus efficace que la fraction d'uranium 238 est grande.

#### 1.3.2.3.3 Performances d'intérêt du RNR pour le cycle combustible

En plus des estimateurs de sûreté, le RNR se caractérise par des indicateurs de performances. On présente ici ceux qui sont pertinents pour le cycle : la teneur en plutonium, la masse de plutonium en cœur, le gain de régénération, le taux de combustion et la production d'actinides mineurs.

- Teneur en plutonium

La teneur en plutonium du combustible MOX correspond à la fraction de plutonium dans le combustible neuf par rapport à l'uranium appauvri. Elle est choisie de telle sorte à garantir un temps d'irradiation sans interruption. Au-delà d'une teneur de 30%, la solubilité du plutonium dans l'acide nitrique, méthode utilisée actuellement pour le retraitement du combustible usé, perd en efficacité [43]. Cette limite ne doit donc pas être dépassée, sauf dans l'hypothèse du recours à un autre procédé de retraitement, comme le procédé pyrochimique par exemple [44].

- Masse de Pu en cœur

La masse de plutonium en cœur, aussi appelé inventaire en plutonium, est une grandeur d'intérêt pour différentes raisons. Tout d'abord, le plutonium n'étant pas disponible dans la nature, il est nécessaire de le produire pour pouvoir alimenter les RNR. La réduction de la masse de plutonium en cœur permet donc de réduire la tension sur les besoins en plutonium. Par ailleurs, une masse de plutonium élevée se traduit généralement par un plus grand nombre d'assemblages combustibles à fabriquer, à entreposer et à retraiter, ce qui implique une potentielle augmentation des coûts du cycle. La minimisation de la masse de plutonium en cœur est à privilégier et c'est pourquoi les RNR ont initialement été conçus avec des cœurs compacts, donc avec des puissances volumiques élevées [11].

- Gain de régénération

Le gain de régénération (GR) caractérise la capacité d'un cœur à consommer ou à produire des noyaux fissiles entre le début et la fin d'un cycle d'irradiation. Plus précisément, il évalue le nombre net de noyaux fissiles produits pour chaque fission [11]. Dans le cas d'un RNR fonctionnant avec un combustible MOX, le gain de régénération détermine si le RNR a tendance à produire ou consommer du plutonium. Dans la suite de ce travail, le vocabulaire suivant est employé :

- $GR > 0$  : le cœur produit plus de noyaux fissiles qu'il n'en consomme, il est dit surgénérateur,
- $GR = 0$  : le cœur consomme exactement le nombre de noyaux fissiles qu'il produit, il est dit isogénérateur,
- $GR < 0$  : le cœur consomme plus de noyaux fissiles qu'il n'en produit, il est qualifié de consommateur.

- Taux de combustion thermique

Le taux de combustion thermique (TCT) représente la quantité d'énergie extraite du combustible par unité de masse et se mesure en GWj/t.

- Production d'actinides mineurs

Les actinides mineurs sont responsables de la forte radiotoxicité des combustibles usés sur le long terme, après le plutonium. Leur production doit donc être minimisée.

1.3.2.4 Exemples de conceptions françaises

Pour conclure cette section sur les RNR, quelques cœurs sont présentés ici, avec les motivations qui ont guidé leur création.

1.3.2.4.1 Un cœur isogénérateur pour réduire la vidange : le V2B

Le cœur V2B [45], visible sur la Figure I-16, cherche à répondre à deux principaux objectifs :

- avoir un gain de régénération élevé,
- réduire le coefficient de vidange par rapport au concept européen EFR [46].

Ce cœur de 3600 MWth a atteint ses objectifs notamment par l'utilisation d'aiguilles de plus grand diamètre, augmentant de ce fait la fraction de combustible dans l'assemblage tout en réduisant la fraction de sodium. Ce cœur atteint l'isogénération sans utiliser de couverture fertile, ce qui est avantageux du point de vue de la non-prolifération. L'ajout de couvertures fertiles pour rendre le cœur surgénérateur reste néanmoins possible, comme montré en Figure I-16.

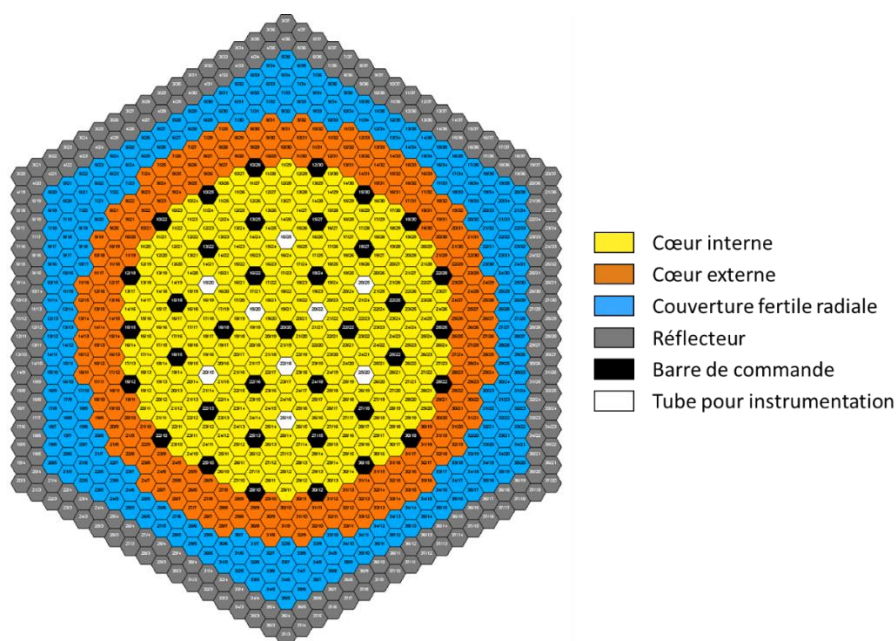


Figure I-16 : Cœur V2B

1.3.2.4.2 Un cœur consommateur de plutonium en vue d'un phase-out : le concept CAPRA

Dans les années 90 se pose la question d'une réduction de l'inventaire en plutonium à l'aide de réacteur à neutrons rapides. Cette réduction demande l'utilisation d'un RNR dont le gain de régénération est négatif, c'est-à-dire un RNR qui consomme plus de plutonium qu'il n'en produit. Un tel cœur est qualifié de CAPRA. L'approche retenue pour rendre un RNR le plus consommateur de plutonium possible est de minimiser la masse de matière fertile en cœur, c'est-à-dire d'uranium 238. Pour ce faire, la fraction combustible a été fortement réduite grâce à la réduction du diamètre des aiguilles et certaines aiguilles ont été remplacées par de la matière inerte.

1.3.2.4.3 Un cœur qui minimise le coefficient de vidange : le CFV

Des études ont été menées pour minimiser le coefficient de vidange dans un RNR. Le cœur à faible vidange (CFV) [47] en est le résultat. Une représentation en 2D de ce cœur est montrée en Figure I-17. Pour atteindre l'objectif de minimisation du coefficient de vidange, la géométrie du cœur a été remaniée par rapport aux cœurs précédents. L'ajout d'un plénum sodium sur le dessus du cœur, la

différence de hauteur des cœurs interne et externe et l'ajout d'une plaque fertile interne maximise les fuites neutroniques vers la partie supérieure du cœur en cas de perte du sodium. Afin d'atteindre l'isogénération, il est nécessaire d'ajouter une plaque fertile dans la partie inférieure du cœur.

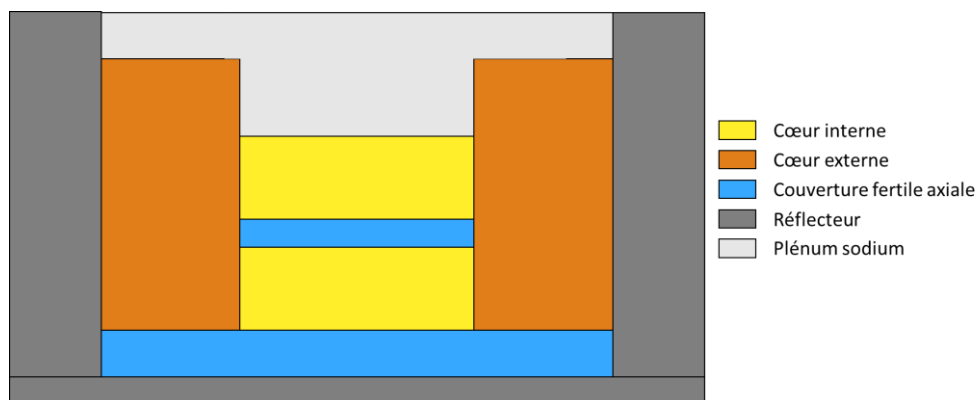


Figure I-17 : Schéma en 2D d'un cœur CFV

#### 1.3.2.4.4 Un cœur qui maximise l'effet Doppler : le CADOR

Le Cœur A effet Doppler Renforcé (CADOR) [48] cherche à maximiser le coefficient Doppler. Comme expliqué en section 1.3.2.3.2, l'effet Doppler dépend de la variation de température du combustible et du spectre neutronique. Plus la variation de température est importante et plus l'effet Doppler est grand. Pour exploiter ce phénomène, la température de fonctionnement du cœur a été réduite par rapport aux cœurs précédents. La diminution de la température passe par la diminution de la puissance linéique des aiguilles, qui est obtenue en diminuant la puissance volumique du cœur. La diminution de la puissance volumique à puissance constante provoque une augmentation du volume du cœur et donc de la masse de plutonium en cœur.

Par ailleurs, l'effet Doppler concerne les neutrons épithermiques. Ainsi, un léger adoucissement du spectre neutronique permet d'augmenter la fraction de neutrons qui peuvent être absorbés par l'uranium 238. L'adoucissement du spectre est obtenu en ajoutant un modérateur dans les assemblages.

#### 1.3.2.4.5 Commentaires

Ces exemples permettent d'appréhender les compromis qui doivent être faits lors de la phase de conception d'un cœur. Dans le cas du V2B et du CFV, l'objectif est d'améliorer le comportement du cœur face à une vidange sodium tout en conservant son isogénération, performance requise côté cycle. Dans le cas de l'approche CAPRA, l'objectif principal de réduction de l'inventaire en plutonium vient du cycle. Le cœur est alors adapté pour devenir le plus consommateur de plutonium possible tout en conservant des indicateurs de sûreté satisfaisants. Enfin, les cœurs CFV et CADOR maximisent chacun un estimateur de sûreté, au prix d'une dégradation côté cycle. En effet, l'isogénération du CFV est atteinte en ajoutant une couverture fertile, qui pourrait poser des problèmes de prolifération, et l'amélioration du coefficient Doppler du cœur CADOR se fait au prix d'un inventaire en plutonium plus important.

Une fois la conception de cœur faite, leur insertion dans le cycle est étudiée à l'aide d'un outil dédié : le scénario électronucléaire.

## 1.4 LES SCENARIOS ELECTRONUCLEAIRES

Cette partie est dédiée à la présentation des scénarios électronucléaires. Dans un premier temps, l'objet scénario est défini, le principe de fonctionnement du code de calcul utilisé au CEA est présenté et les limites associées aux études de scénarios sont abordées. Ensuite, un focus est fait sur le cas français.

### 1.4.1 Présentation des scénarios électronucléaires et outil de calcul associé

Le terme « scénario » provient initialement des arts dramatiques et rassemble tous les éléments nécessaires au récit ou à la mise en scène d'une histoire. A partir d'une situation initiale définie entre autres par les personnages présents, leurs relations, le lieu et l'époque de l'action, le scénario guide la façon dont se construit l'histoire et aboutit à une conclusion.

D'une certaine façon, le scénario réalise une projection de l'évolution possible d'une situation, étant donné un cadre d'étude défini. Cette démarche peut être reprise dans différents domaines d'application (économie, sociologie, étude du climat...), afin d'étudier les impacts de certains choix sur l'évolution d'un système donné. Si dans le cadre du théâtre ou du cinéma, le scénariste est maître absolu du déroulement de son scénario, en cela qu'il décide de chaque ligne de dialogue, de chaque péripétie et de la fin de son histoire, on ne connaît pas par avance le résultat d'un scénario dans le cadre d'une étude scientifique. Le but d'un tel scénario est justement d'apporter des informations sur les effets de choix technologiques ou sur les conséquences d'événements imprévus.

Plus précisément, deux approches sont possibles lors de la construction d'un scénario. La première consiste à définir une situation initiale et le transitoire qu'elle va devoir suivre. On voit alors vers quelle situation finale se dirige notre système initial du fait de la définition du transitoire. Ces scénarios permettent d'anticiper les conséquences de certains choix. Par exemple, on peut comparer l'évolution des inventaires de plutonium et d'actinides mineurs du parc français selon que le mono-recyclage se poursuit pour le siècle qui suit ou si une autre gestion est appliquée. On parle de scénarios prospectifs.

La seconde approche consiste à définir une situation initiale et la situation finale souhaitée. Il s'agit alors d'identifier les conditions à remplir par le transitoire pour atteindre la situation cible. Par exemple, si la situation finale souhaitée est un parc 100% RNR, alors une certaine masse de plutonium doit être disponible pour permettre le déploiement de ce parc. La construction de l'évolution du parc est donc faite de telle sorte à avoir cette masse de plutonium à la date voulue.

Dans le reste de cette section, quelques définitions sont données pour appréhender ce qu'est un scénario dans le cas du nucléaire. Puis, le rôle du scénario et sa portée sont brièvement exposés. Enfin, l'outil de calcul utilisé au CEA, le code COSI, est présenté.

#### 1.4.1.1 Définitions

Une série de définitions a été proposée dans différents travaux de thèse pour clarifier les concepts gravitant autour du scénario [49], [50], [51], [52]. Sont présentés ici les concepts clefs nécessaires à la compréhension de ce manuscrit.

On parle de calcul de scénario ou de scénario pour se référer à une modélisation d'un parc nucléaire donné et de son évolution temporelle pendant une période définie. Cette modélisation reçoit en entrée un nombre conséquent de paramètres permettant de caractériser toutes les installations du cycle :

- les stocks de matière, sous forme d'éléments séparés ou de combustibles usés à retraiter ;
- les usines d'enrichissement et de fabrication du combustible, dont il faut préciser les capacités, les pertes de matière durant leur fonctionnement et le temps d'opération ;

- les réacteurs, en précisant la technologie de réacteur (REP, RNR), le type de combustible utilisé (UOX, MOX), le taux de combustion, le temps de cycle, la masse de combustible chargée par cycle, la puissance fournie, le facteur de charge, la date de mise en service et de fermeture etc... ;
- l'usine de retraitement du combustible usé, avec le détail par période des flux de matière et de la chronologie du retraitement (FIFO<sup>10</sup> ou LIFO<sup>11</sup>) ;
- le stockage définitif des déchets.

Devant ce grand nombre de paramètres, l'usage est d'en fixer une partie selon certaines hypothèses de travail, et de permettre au reste de varier dans un domaine défini. Ainsi, le calcul de scénario, ou scénario, peut être défini par l'ensemble de ses paramètres fixés et variables.

Le résultat d'un calcul de scénario pour une liste fixée de paramètres est appelé trajectoire. Une trajectoire contient toutes les sorties disponibles de la modélisation, comme par exemple l'énergie effectivement produite au cours du temps, la masse de combustibles entreposés, la composition des assemblages chargés dans les différents réacteurs ou encore les inventaires des différentes matières présentes dans le cycle.

Pour comparer les différentes trajectoires obtenues entre elles, des contraintes et des préférences sont définies. Une contrainte est un critère qui doit être absolument vérifié. Différents types de contraintes peuvent être considérés. Par exemple, la disponibilité de matière fissile à chaque instant de la trajectoire constitue une contrainte. En effet, il n'est pas acceptable qu'un réacteur ne soit pas chargé au cours du scénario par manque de matière fissile. Une autre contrainte peut être la limitation de la teneur en plutonium dans les combustibles REP MOX à 12% pour assurer un coefficient de vidange favorable [35]. Enfin, une contrainte peut être imposée sur la quantité de plutonium séparé disponible dans le cycle pour des raisons de prolifération. Une trajectoire qui ne respecte pas au moins une des contraintes du scénario est alors dite non valide ou non viable.

Les préférences, quant à elles, ont à voir avec des grandeurs associées à des performances économiques, sociales ou environnementales du cycle. A titre d'exemple, la consommation d'uranium naturel, la masse maximale de combustibles usés entreposés, l'inventaire en plutonium du parc ou la quantité de colis vitrifiés de déchets produits constituent des performances du cycle. Les trajectoires viables peuvent alors être classées selon des préférences.

### 1.4.1.2 Limites et rôle du scénario

Initialement, le scénario électronucléaire a été considéré par les scénaristes comme une aide aux décideurs ou aux industriels au moment de faire des choix stratégiques sur le long terme. Néanmoins, des discussions avec les intéressés ont mis en lumière que ce n'était pas le cas, principalement en raison des incertitudes qui pèsent sur le calcul de scénario et de sa trop haute complexité [53]. En revanche, il reste un objet concret autour duquel des échanges sont possibles entre les différents acteurs en lien avec le cycle : gouvernement, industriels, société civile. A défaut d'être une aide à la décision, les calculs de scénarios sont utilisés comme aide à la réflexion sur les évolutions possibles du parc nucléaire.

Les incertitudes associées à un calcul de scénario sont de différentes natures. Néanmoins, les incertitudes qui ont le plus d'impact sur la crédibilité d'un scénario sont celles liées au contexte social

---

<sup>10</sup> First In, First Out : stratégie consistant à retraiter les combustibles usés par ordre chronologique d'arrivée, i.e. les combustibles les plus anciens sont retraités en premier.

<sup>11</sup> Last In, First Out : stratégie consistant à retraiter les combustibles usés par ordre anti-chronologique, i.e. les combustibles les plus récents sont retraités en premier.

et politique. En effet, les résultats d'un scénario se voulant prédictif ont un intérêt limité si l'une des hypothèses utilisées pour le calcul s'avère fautive. Or, les hypothèses qui servent de fondations au calcul de scénario sont pour le moins instables compte tenu des échelles de temps étudiées, de l'ordre du siècle. Difficile de savoir si la puissance nucléaire sera constante jusqu'à la fin du siècle. Difficile de prédire la date précise de démarrage ou de fermeture d'une centrale, les exemples de retards dans la construction ou de fermeture prématurée d'une centrale ne manquant pas. Difficile d'anticiper un changement de stratégie énergétique.

Pour répondre à ces incertitudes, appelées incertitudes profondes, de nouvelles approches du calcul de scénario sont à l'étude. Une des pistes de recherche est d'étudier et de quantifier la capacité d'un scénario à remplir les objectifs attendus face à des événements imprévus, nommés disruptions, en s'autorisant à adapter la trajectoire. On parle de résilience du scénario. Une autre piste consiste à déterminer la capacité d'un scénario à répondre à un changement d'objectif. On parle de robustesse du scénario. De récents travaux sur la résilience [52] et la robustesse [54] des scénarios sont disponibles et ont montré tout l'intérêt qu'aura ce type d'étude dans le futur.

#### 1.4.1.3 Outil de calcul utilisé au CEA : le code COSI

Un parc électronucléaire est un objet complexe en cela qu'il :

- est le lieu de phénomènes physiques à des échelles très différentes, depuis l'irradiation de matières radioactives qui nécessite la connaissance et la manipulation de données à l'échelle du noyau (sections efficaces et flux neutroniques) jusqu'au transport et à l'entreposage des combustibles usés ;
- fait intervenir des phénomènes aussi bien continus, comme la décroissance radioactive, que ponctuels, comme les chargements et déchargements des réacteurs ;
- évolue au cours du temps, dans la mesure où diverses installations ouvrent et ferment pendant sa vie.

C'est pourquoi un outil dédié au calcul de scénario est indispensable pour étudier le comportement du parc. Différents codes de scénarios existent. A l'international, on peut citer par exemple le code TR\_EVOL développé par le CIEMAT [55] ou le code VISION du Department Of Energy [56]. Chez les industriels français, COSAC [57] est utilisé par Framatome et TIRELIRE-STRATEGIE [58] par EDF. Côté académique, le code CLASS [59] est développé par le CNRS. Le CEA a développé depuis les années 1980 le code COSI (COde de Simulation), dont la version COSI6 [32] est considérée comme référence actuellement pour les calculs de scénarios. La Figure I-18 résume les paramètres d'entrée et les sorties fournies par COSI6.

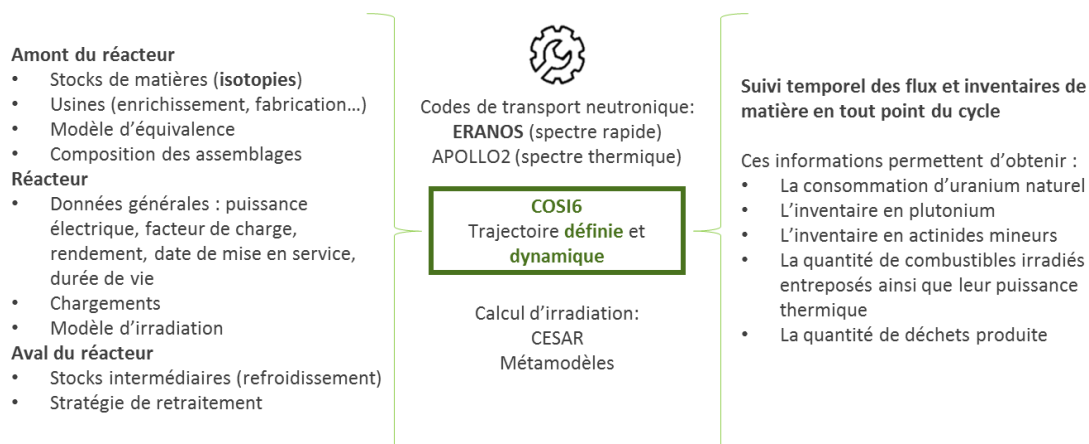


Figure I-18 : Schéma des entrées et sorties du code de calcul COSI6

Dans les calculs de scénario avec COSI, chaque réacteur et usine du cycle est décrit de façon individuelle par un modèle physique rigoureux. Pour les réacteurs, les codes de calcul neutronique ERANOS [60] et APOLLO2 [61] fournissent les informations de flux et de sections efficaces nécessaires à l'élaboration de bibliothèques de sections efficaces utilisées par le code CESAR [62], qui réalise des calculs d'irradiation pour tous les réacteurs du cycle. CESAR permet aussi de calculer l'évolution isotopique du combustible lors de son refroidissement. L'irradiation peut aussi être calculée à l'aide de métamodèles<sup>12</sup> [50], [63].

En ce qui concerne les usines de fabrication de combustible, des méthodes de calcul appelées modèles d'équivalence permettent, à partir de coefficients issus de calculs neutroniques et de l'isotopie des matières disponibles, de construire un combustible qui assure certaines performances comme un taux de combustion cible par exemple. Un schéma simplifié du fonctionnement des modèles d'équivalence est présenté en Figure I-19.

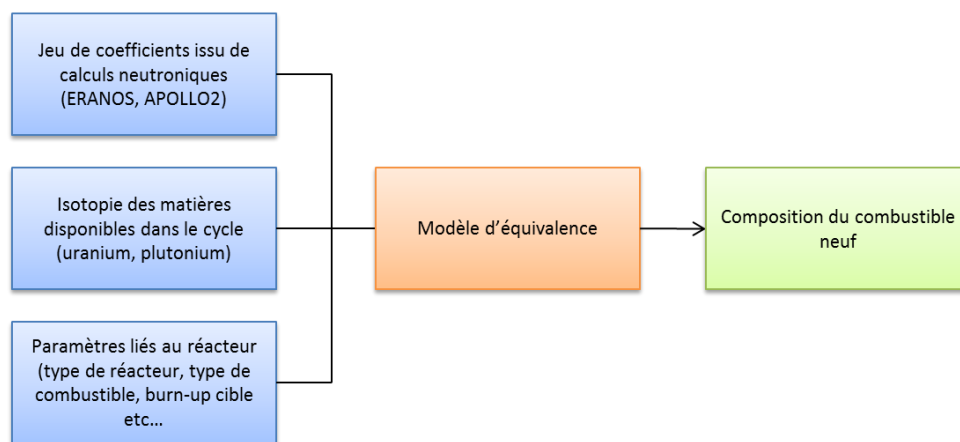


Figure I-19: Principe général du modèle d'équivalence

Parmi toutes les entrées du calcul de scénario, certaines sont issues d'hypothèses structurantes qui, une fois fixées, sont invariables pendant l'étude. Les entrées immuables durant les calculs de scénario peuvent être :

- l'énergie produite par les réacteurs : ce paramètre est directement déterminé par la puissance du réacteur, son rendement et son facteur de charge. D'après [63], la demande énergétique a un fort impact sur les sorties du scénario, notamment sur le besoin en plutonium et la génération de déchets. Cela semble naturel dans la mesure où l'énergie produite dépend directement du nombre de réacteurs dans le parc : plus il y a de réacteurs et plus il y a de déchets produits. De plus, si le parc est constitué de réacteurs utilisant du combustible MOX, la consommation de plutonium est directement corrélée à l'énergie produite.
- la conception de réacteur : chaque réacteur conserve le même modèle d'irradiation et le même modèle d'équivalence dans les études de scénarios.
- l'isotopie des différentes matières : le scénario débute avec un stock de matière dont l'isotopie est fixée, soit de façon arbitraire par l'utilisateur pour représenter des réserves virtuelles, soit en adéquation avec l'isotopie effectivement disponible dans un parc réel (historique d'accumulation des combustibles irradiés). Cette isotopie va alors changer au cours du scénario à cause des différents processus qui ont lieu, comme l'irradiation, le refroidissement, le retraitement etc... L'utilisateur ne peut pas la modifier pendant le déroulement du scénario.

<sup>12</sup> Cette notion est expliquée dans le Chapitre 3.

En revanche, certains paramètres constituent des degrés de liberté des calculs de scénario. Les paramètres les plus influents ont été identifiés à l'aide d'une analyse de sensibilité [63]. Ces paramètres sont :

- La date et le rythme de déploiement des réacteurs (cinétique de déploiement) : ce paramètre conditionne les besoins en matière fissile, en fabrication, en enrichissement et en retraitement ainsi que le volume de déchets.
- La stratégie de retraitement : ce paramètre conditionne le temps d'attente avant retraitement des combustibles usés et par suite la qualité du plutonium qui est utilisé dans les MOX pour REP et RNR. Il est possible de choisir le fractionnement, l'ordre de préférence et la priorité au retraitement.
- Le temps minimal de refroidissement : selon la méthode de retraitement, il existe un temps de refroidissement qui permet une gestion optimale des combustibles entreposés disponibles, menant à une maximisation de la qualité du plutonium et une réduction des déchets produits [63]. Bien qu'aujourd'hui soumis à des contraintes technologiques, des études ont montré que la valeur du temps de refroidissement minimal avait un impact important sur la masse en plutonium disponible dans le cycle, le volume de déchets produit ou encore la puissance thermique des combustibles neufs [32], [63]. Sa valeur par défaut est 5 ans.
- Le temps de fabrication d'un combustible neuf : ce paramètre conditionne la durée de vieillissement que subit le combustible neuf. Plus ce temps est long et plus la quantité d' $^{241}\text{Am}$  augmente en raison de la décroissance de  $^{241}\text{Pu}$ . Le temps de fabrication dépend de la technologie utilisée. Actuellement, sa valeur par défaut est 2 ans.
- Le type de chargement : les sorties du scénario dépendent fortement du type de gestion utilisé dans chaque réacteur. Par exemple, le passage d'une gestion MOXée pour des REP à une gestion UOX permet de dégager une marge en plutonium en vue du déploiement de RNR. Le type de chargement amène donc une flexibilité au scénario.
- Le temps de cycle et la fréquence de rechargement des réacteurs : ces données impactent directement l'isotopie du plutonium obtenu au retraitement, les capacités des usines du cycle, la quantité de combustibles entreposés et l'inventaire en plutonium.

### 1.4.2 Scénarios stratégie française

La PPE définit la fermeture du cycle comme objectif de la France à long terme. La fermeture du cycle peut se traduire par l'arrêt de la consommation d'uranium naturel et la stabilisation de l'inventaire en plutonium. Les autres critères (production énergétique constante au cours du temps, résistance à la prolifération, prix de l'électricité, maturité des technologies etc...) apparaissent alors comme des contraintes à respecter. En d'autres termes, la question posée est : comment fermer le cycle combustible tout en assurant la sûreté d'approvisionnement, en minimisant les risques d'usages militaires ou terroristes des matières du cycle, en garantissant un prix compétitif de l'électricité, en utilisant des technologies dont la maturité a été prouvée etc...

Répondre à l'objectif principal en respectant tous ces critères oblige à le décomposer en sous-objectifs. Les trajectoires à construire passent alors par des parcs intermédiaires qui doivent remplir progressivement ces sous-objectifs pour arriver à un parc final qui remplit l'objectif principal en respectant les contraintes. Dans les scénarios industriels, on parle d'évolution du parc électronucléaire par palier [64]. Les paliers suivants ont par exemple été retenus dans certaines études :

- Palier A : Mono-recyclage du Pu en REP en vue de stabiliser la quantité de combustibles UOX irradiés associé à un renouvellement du parc historique par des EPR.
- Palier B : Recyclage de combustibles usés REP-MOX dans des RNR-Na en vue de stabiliser la quantité de combustibles MOX irradiés. Ce palier consiste à déployer quelques unités de RNR-



Na permettant ainsi un retour d'expérience sur cette technologie qui se trouve au cœur des paliers suivants. A la fin de ce palier, les RNR-Na sont alimentés via le plutonium issu des combustibles MOX irradiés en EPR et en RNR-Na.

- Palier C : Stabilisation de l'inventaire en plutonium par le multi-recyclage du plutonium en EPR moxés et en RNR-Na. A cette étape, les REP moxés sont alimentés à la fois par des REP UOX et par des RNR. Il est donc attendu des RNR un rehaussement de la qualité du plutonium afin que la teneur en plutonium des combustibles MOX des EPR respecte la limite fixée (12% actuellement, potentiellement 14% par la suite) pour garantir un coefficient de vide négatif dans le cœur.
- Palier D : Indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel grâce à deux configurations possibles de parc. Le parc final sera composé :
  - soit d'EPR moxés et de RNR surgénérateurs constituant ainsi un parc symbiotique dans lequel le combustible irradié sortant des REP sert à l'élaboration du combustible neuf des RNR et inversement ;
  - soit uniquement de RNR isogénérateurs.

### 1.5 CONCLUSIONS

Deux grandes familles de réacteurs existent : les réacteurs thermiques et les réacteurs rapides. Historiquement, ce sont les réacteurs thermiques, et plus précisément, les réacteurs à eau pressurisée (REP) qui ont connu le plus de succès. L'exploitation de ces réacteurs fait intervenir différentes matières radioactives, comme l'uranium naturel, ressource nécessaire à l'élaboration du combustible, ou les actinides mineurs, éléments radioactifs à vie longue et de haute activité dont la gestion sur le long terme est délicate. Au cours du cycle combustible, du plutonium est aussi produit. Son statut dual, entre premier responsable de la radiotoxicité des combustibles usés sur le long terme et pierre angulaire du nucléaire durable, rend complexe la question de sa gestion. En France, son mono-recyclage en REP est pratiqué depuis la fin du siècle dernier et a permis une économie substantielle d'uranium naturel ainsi qu'une réduction du volume de combustibles entreposés. Même si des stratégies de multi-recyclage du plutonium en REP sont à l'étude, le multi-recyclage du plutonium reste plus efficace en RNR et permet de se passer d'uranium naturel dans la mesure où une large quantité d'uranium appauvri a été accumulée au fil des années.

Quatre filières de réacteurs rapides ont été retenues comme étant les plus prometteuses par le GIF. La France a choisi la voie du réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na), et a déjà étudié différents cœurs pour répondre à des objectifs aussi bien centrés sur le cycle que sur le comportement intrinsèque du cœur. Une fois la phase de conception terminée, les études de scénarios électronucléaires permettent de modéliser l'évolution du parc. Nous allons nous intéresser dans la suite au lien qui existe entre conception de cœurs de réacteurs et les calculs de scénarios.

# Chapitre II - Problématique : couplage de la conception de cœur de réacteur avec les scénarios électronucléaires

*Ce chapitre présente le lien qui existe entre conception de cœurs de réacteurs et les études de scénarios au CEA. Des axes d'amélioration de la méthode actuelle sont mis en lumière et conduisent à la formulation de la problématique de ce travail de thèse.*

## 2.1 ETAT DE L'ART

Il existe aujourd'hui au CEA un lien séquentiel entre les études de conception de réacteur et les études de scénarios. Cette séquence est introduite dans cette partie puis les limites de cette approche sont discutées.

### 2.1.1 Présentation de l'état de l'art

A l'instar de n'importe quel autre dispositif, un réacteur nucléaire doit répondre à un certain nombre de besoins ou d'objectifs, tout en respectant des contraintes liées par exemple à la sûreté ou à l'économie. La conception d'un réacteur nucléaire n'est en effet pas une fin en soi mais s'inscrit dans une stratégie plus globale. Il est donc nécessaire de définir dans un premier temps les objectifs associés au réacteur nucléaire. Ces objectifs peuvent se classer en différentes catégories.

Tout d'abord, il faut définir la fonction générale du réacteur. Prenons ainsi quelques exemples d'usages possibles d'un réacteur nucléaire pour illustrer ce lien avec la conception :

- Pour une production électrique centralisée, les cœurs de grande puissance ont été privilégiés jusqu'ici afin de profiter au maximum de l'économie d'échelle, qui prévoit une diminution du coût de production du MW unitaire lorsque la puissance du réacteur augmente.
- Pour une production électrique décentralisée, ou pour alimenter des zones géographiques isolées et déconnectées du réseau électrique principal, le recours à un réacteur de petite taille facilement transportable semble plus opportun. C'est l'un des arguments pour promouvoir les petits réacteurs modulaires ou Small Modular Reactors (SMR) ou Advanced Modular Reactor (AMR) [65] selon que le réacteur est basé sur une filière conventionnelle (réacteur à eau légère) ou sur une technologie avancée.
- Pour une production de chaleur pour des besoins industriels, différents types de réacteurs peuvent convenir selon la température souhaitée. Par exemple, si la fonction du réacteur est d'apporter de la chaleur à une usine de production d'hydrogène, des températures de l'ordre de 800°C sont requises pour réaliser une électrolyse de l'eau à haute température [66]. De telles températures ne sont atteignables qu'avec des réacteurs à gaz ou à sels fondus [67].

Ces trois exemples mettent en évidence que la fonction finale du réacteur oriente fortement la conception. Une fois la fonction générale du réacteur définie, il convient de déterminer ses objectifs au sein de son écosystème, le cycle. Dans le cas d'un RNR par exemple, la conception du cœur dépend du scénario étudié. Dans les premières études d'évolution du parc français menées au CEA, l'objectif principal était la fermeture du cycle grâce au déploiement des RNR. Le parc cible était alors un parc 100% RNR [68]. Pour déployer un tel parc, une masse importante de plutonium est nécessaire. Les premiers RNR déployés sont donc volontairement surgénérateurs afin de répondre au besoin en

plutonium. Une fois le parc déployé, les couvertures fertiles sont retirées des RNR, les rendant isogénérateurs. Le bon déroulement de ce scénario repose sur la capacité du RNR à passer de la surgénération à l'isogénération sans changement profond de son cœur. Cette flexibilité est un critère nécessaire pour le cycle.

Une autre façon envisagée de fermer le cycle est de déployer un parc symbiotique REP – RNR [69] dans lequel des RNR surgénérateurs sont chargés avec du plutonium issu des combustibles MOX irradiés en REP. Le plutonium provenant des combustibles RNR irradiés doit alors être d'une qualité suffisante pour pouvoir être utilisé dans le combustible des REP MOX. Cet objectif peut se traduire en une valeur limite de gain de régénération du cœur RNR. Il existe en effet un seuil en dessous duquel le plutonium récupéré en sortie de RNR n'a pas la qualité minimale requise pour être utilisé dans un combustible MOX pour REP.

Des réflexions sur l'usage de RNR pour diminuer l'inventaire en plutonium du parc ont été menées et ont conduit à la création du concept CAPRA [70], cœur fortement consommateur de plutonium. Ce cœur a été pensé pour minimiser la quantité de matière fertile et ainsi minimiser la capacité régénératrice du cœur. On voit donc que, selon le scénario considéré, la conception du cœur est amenée à changer de façon notable.

Enfin, des objectifs propres au cœur peuvent être considérés, la conception du cœur se focalise alors sur la maximisation d'une performance spécifique, souvent au prix d'une dégradation d'autres performances. Il s'agit alors de trouver le meilleur compromis possible. Par exemple, le cœur à faible vidange CFV [47] cherche à minimiser le coefficient de vidange du cœur en maximisant les fuites de neutrons en cas d'ébullition ou de perte du sodium. Cela passe par l'ajout d'un plénum sodium dans la partie supérieure du cœur, par une augmentation de la hauteur fissile du cœur externe par rapport au cœur interne et par l'ajout d'une plaque fertile interne. La diminution du coefficient de vidange du cœur CFV par rapport au concept V2B [45] pris comme référence se fait au prix d'une augmentation de l'inventaire en plutonium dans le cœur et d'une dégradation du gain de régénération, deux performances influentes pour le cycle.

Dans le cas du cœur CADOR [48], l'objectif consiste à maximiser le coefficient Doppler en réduisant la température nominale de fonctionnement du cœur et en adoucissant son spectre neutronique par l'ajout de béryllium, un modérateur, dans l'assemblage combustible. Bien qu'une nette augmentation du coefficient Doppler par rapport à un cœur CFV (environ 4\$) soit constatée, le cœur CADOR est environ 4 fois plus volumineux que le cœur CFV à puissance égale, ce qui implique de probables surcoûts liés à la taille du cœur. Cette différence de volume cause aussi une augmentation de l'inventaire en plutonium dans le cœur CADOR par rapport au cœur CFV. Enfin, l'utilisation du béryllium en grande quantité risque d'ajouter des contraintes en termes de gestion des assemblages du fait de sa toxicité [71]. Ces deux exemples de cœurs illustrent bien les compromis nécessaires à la maximisation de certaines performances.

Une fois les objectifs définis, la phase de conception du cœur peut commencer. Celle-ci commence par faire le lien entre trois disciplines que sont la neutronique, la thermo-hydraulique et la thermomécanique. L'enjeu est alors de trouver un cœur qui réponde aux objectifs tout en respectant les contraintes liées à ces trois domaines. Comme présenté dans la thèse de Fabbris [72], différentes approches de conception existent. La méthodologie mise en place au CEA consiste à travailler par itérations successives. Un premier cœur est généré à la suite de calculs de neutronique et est ensuite étudié sous l'angle de la thermo-hydraulique et de la thermomécanique. Si le comportement du cœur n'est pas celui attendu, les neutroniciens procèdent à des ajustements. Après un certain nombre d'itérations et d'optimisations successives, un cœur satisfaisant les contraintes de sûreté est alors

obtenu. Des approches plus récentes cherchent à optimiser d'un seul coup la conception du cœur à l'aide de métamodèles. Les métamodèles sont des modèles mathématiques capables de reproduire les résultats d'un outil de calcul scientifique de façon plus rapide mais sur un domaine de définition bien précis. Ces métamodèles peuvent être utilisés pour remplacer soit chaque outil de calcul scientifique individuellement, soit le chaînage de plusieurs outils. Dans le premier cas, des métamodèles de neutronique, de thermomécanique et de thermo-hydraulique sont chaînés pour mener à bien le calcul d'optimisation [72]. Dans le second cas, des métamodèles reproduisent directement les résultats du chaînage multiphysique [73].

Une fois la conception terminée, un ensemble de modèles est généré afin d'être utilisé au sein d'un code de calcul de scénario. Par exemple, le rôle du modèle d'irradiation dans un calcul de scénario est de donner la composition des combustibles irradiés en sortie de cœur. Chaque ensemble de modèles n'est valable que pour un cœur, un type de combustible, un domaine isotopique et un intervalle de taux de combustion donnés. Par exemple, un modèle d'irradiation construit pour un REP utilisant un combustible UOX ne peut pas être utilisé pour modéliser l'irradiation qui se produit dans ce même réacteur pour un combustible MOX. Il faut donc autant de modèles que de cœurs à étudier. La conception du cœur n'est donc pas aisément modifiable par le scénariste lors de ses études. Les leviers dont il dispose pour définir et améliorer ses trajectoires d'étude sont propres au cycle. Il s'agit par exemple de la chronologie de déploiement et de fermeture des différents réacteurs et usines du cycle, le choix de la stratégie de retraitement des combustibles usés, ou encore le type de combustible utilisé dans chaque réacteur. Le scénariste peut toujours solliciter les concepteurs pour demander un ajustement du cœur d'étude, auquel cas la démarche de conception présentée précédemment doit être intégralement reprise. Il arrive bien entendu que scénariste et concepteur soit une seule et même personne.

### 2.1.2 Axes d'amélioration

On peut dégager des améliorations de la démarche actuelle tant du point de vue du calcul de scénario que de celui de la conception de cœur. Côté scénario, l'utilisation de cœurs dont la conception n'est pas arrêtée permettrait de rendre viables des trajectoires qui ne le sont pas initialement. Par exemple, dans l'article [32], l'ajout de couvertures fertiles dans les RNR augmente suffisamment leur gain de régénération pour combler le déficit de plutonium qui rendait la trajectoire étudiée impossible. En généralisant cet exemple, la possibilité de modifier les paramètres d'un cœur devrait déverrouiller certaines trajectoires, ou au minima améliorer les résultats de trajectoires existantes. Le recours à des paramètres de conception flexibles dans le cadre d'un calcul de scénario est particulièrement pertinent pour les RNR dans la mesure où il n'existe à l'heure actuelle aucune conception arrêtée, du moins en France.

Côté conception RNR, un couplage plus direct du calcul de conception de cœur avec les études de scénario permettrait un meilleur ancrage du cœur dans son futur écosystème. A l'heure actuelle, comme détaillé ci-dessus, la conception de cœur couple différentes disciplines (neutronique, thermo-hydraulique, thermomécanique) et cherche à évaluer le comportement du cœur en fonctionnement nominal et dans diverses situations accidentelles. Néanmoins, aucun couplage direct avec le cycle n'est réalisé. En permettant au scénariste de modifier la conception du cœur, le concepteur gagne l'accès à des tendances de cœurs qui répondent aux besoins du cycle. Le couplage multi-physique pratiqué jusqu'ici est alors enrichi d'un couplage multi-échelle, qui permet à l'utilisateur final, ici le scénariste, de façonner un cœur de réacteur selon ses besoins.

Par ailleurs, dans le cas des RNR, il est souvent considéré que l'isotopie du plutonium n'influence que très peu le comportement du cœur. C'est pourquoi les études de conception sont généralement réalisées avec un nombre limité de vecteurs plutonium. Cette idée de résilience intrinsèque des RNR

face à une variation de l'isotopie du combustible est acceptable dans le cas de grands cœurs, mais ne se vérifie plus pour des cœurs de petite taille. En effet, il est montré dans [74] que le passage d'un plutonium issu d'un combustible UOX irradié à un plutonium issu d'un combustible MOX irradié en REP peut entraîner un dépassement de la teneur en plutonium compatible avec le procédé actuel de dissolution du combustible ainsi qu'un non-respect des contraintes imposées sur la puissance linéique pour des cœurs d'une puissance de 400 MWth. Il existe donc un seuil de puissance en deçà duquel le vecteur plutonium a une importance notable sur les performances du cœur. L'information de l'évolution temporelle de l'isotopie du plutonium utilisé dans les combustibles RNR est une information générée et disponible au cours du calcul de scénario. Elle pourrait donc être mise à profit dans le but d'ajuster la conception du RNR et ainsi maximiser la performance du RNR en moyenne sur toute sa vie.

## 2.2 FORMULATION DE LA PROBLEMATIQUE ET CADRE POUR EXEMPLE D'APPLICATION

### 2.2.1 Problématique

On voit donc que la conception de cœurs de réacteur et les calculs de scénarios gagneraient à être plus couplés. Un lien plus direct entre le cœur et le parc aurait en effet beaucoup à apporter dans les questionnements récents autour des incertitudes dans les calculs de scénario.

Le concepteur de cœurs obtient du calcul de scénario la composition du combustible au fil du temps, ainsi que la sensibilité de cette composition en fonction de différentes hypothèses liées aux évolutions possibles du parc. L'accès à l'historique des combustibles qui seront chargés lui permet alors d'ajuster la conception du cœur dans le but d'atteindre les meilleures performances en moyenne pour le plus de trajectoires possibles ou d'adapter fortement un cœur à une trajectoire donnée. Il pourrait aussi définir des familles de cœurs pour différents types de trajectoires.

Le scénariste tire parti d'un cœur dont la conception n'est pas arrêtée pour gagner en flexibilité dans l'étude de ses trajectoires. Le cœur de réacteur ne serait plus une donnée imposée mais un levier au service de l'évolution du parc. Il serait alors possible de trouver des familles de cœurs qui apportent le plus de robustesse et/ou de résilience aux trajectoires étudiées.

Dans ce contexte, le but de ce travail de thèse est d'évaluer les gains qu'il serait possible d'obtenir en couplant la conception des cœurs de RNR et les études de scénario. Pour ce faire, une méthodologie permettant d'estimer ces gains et d'implémenter ce couplage est mise en place et repose sur l'utilisation d'un modèle flexible de cœur. Ce modèle flexible doit :

- Permettre l'exploration d'une large gamme de conceptions de cœurs,
- Jouer le rôle de modèle d'équivalence et d'irradiation pour le calcul de scénario,
- Pouvoir exploiter l'historique des compositions du combustible chargé pour réaliser un suivi de différentes performances du cœur au cours de sa vie (puissance volumique maximale, DPA, coefficient de vidange, gain de régénération etc...).

Dans la mesure où aucune conception RNR définitive n'est actuellement disponible en France, il semble intéressant de prendre le RNR comme exemple pour la mise en œuvre de cette nouvelle méthodologie. Dans le futur, une application de cette méthode à la conception de réacteurs de filières différentes pourrait être envisagée.

### 2.2.2 Cas d'application servant à démontrer l'intérêt de la méthodologie

Dans le but de démontrer l'intérêt du couplage entre la conception de cœur de réacteur et les calculs de scénarios électronucléaires, un cas d'application est proposé dans ce manuscrit. Comme cela a été

expliqué dans le chapitre 1, la stabilisation de l'inventaire en plutonium est un objectif central dans le cadre d'une gestion responsable des matières radioactives. Dans ce contexte, les RNR ont un rôle majeur à jouer. A minima, leur spectre rapide doit permettre une stabilisation de la masse de plutonium dans le cycle tout en limitant la production d'actinides mineurs et la consommation d'uranium naturel. Dans le meilleur des cas, le recours à des RNR rend possible la fermeture du cycle, soit avec un parc 100% RNR, soit avec un parc symbiotique REP – RNR. Les trajectoires étudiées dans ce manuscrit auront donc pour objectif la stabilisation de l'inventaire en plutonium.

Concernant la construction de la trajectoire, le parc initial est un parc inspiré du parc français de 2018. Pour son renouvellement, les études de scénarios réalisées précédemment [68] considéraient un début de déploiement de RNR à partir de 2040. Cependant, suite à l'annonce de l'abandon du projet ASTRID de la part du gouvernement français, cette échéance ne semble plus vraisemblable. On suppose donc que le déploiement des RNR ne sera possible qu'à partir de 2080. Le parc initial est alors remplacé entre 2020 et 2040 par un parc mixte REP UOX – REP MOX dont l'objectif est de stabiliser la quantité de combustibles irradiés UOX entreposés, objectif en accord avec la logique de limitation des besoins en entreposage des combustibles irradiés du parc actuel à l'aide du monorecyclage du Pu en REP. A partir de 2080 (en supposant une durée de vie de 60 ans), différents types de parcs pourront être déployés, depuis le parc 100% RNR jusqu'au parc mixte REP UOX – REP MOX – RNR. Pour chaque parc, la conception du RNR pourra être modifiée. On observera alors le lien entre conception de RNR et faisabilité de la mise en place de la trajectoire étudiée.



# Chapitre III - Outils et méthodologie

*Ce chapitre présente la méthodologie établie lors de ce travail de thèse ainsi que les différents outils utilisés. Après une introduction générale, quatre grandes parties sont exposées.*

*Dans un premier temps, la construction du modèle flexible de RNR est détaillée : définition des entrées et sorties, choix du métamodèle, présentation du modèle numérique de référence servant à la génération des bases de données pour entraîner le métamodèle et validation de ce dernier. Ce modèle pourra alors être utilisé aussi bien dans des études de parc en statique ou en dynamique. C'est l'objet de la section 3.2.*

*Dans un deuxième temps, la question de la composition du parc cible est soulevée. On s'intéresse ici à des parcs composés de REP et de RNR permettant de stabiliser l'inventaire en plutonium. Or, le modèle de RNR étant flexible, il n'est pas aisé a priori de trouver une répartition entre REP et RNR qui stabilise effectivement l'inventaire en plutonium avec les outils disponibles. L'outil PuMBa (Plutonium Mass Balancing tool) a été construit pour répondre à cette problématique. Son fonctionnement est présentée dans la section 3.3.*

*La section 3.4 détaille le couplage entre le modèle flexible de RNR et le code de calcul de scénarios COSI7.*

*Enfin, la section 3.5 présente le suivi de performances qu'il est possible de réaliser à l'aide du modèle flexible de RNR qui est capable d'exploiter pleinement l'information de l'historique temporel de l'isotope du plutonium généré par le calcul de scénario.*

## 3.1 PRESENTATION DE LA METHODOLOGIE

La mise en place efficace d'un couplage dépend de la bonne compréhension de la relation qui existe entre les deux parties à coupler. Comme cela a été expliqué dans le chapitre précédent, la conception de cœur fournit un modèle numérique au calcul de scénario dont le but est de reproduire l'évolution du bilan matière au cours de l'irradiation de façon précise. Même s'ils sont indispensables, les modèles de réacteurs ne sont pas suffisants pour fournir toutes les informations nécessaires au lancement d'un calcul de scénario. Il est effectivement nécessaire de définir l'intégralité de la trajectoire d'évolution du parc : choix des réacteurs déployés, chronologie du déploiement et de la fermeture des différents réacteurs et usines du cycle, définition de la stratégie de retraitement au cours du temps etc...

La construction d'une trajectoire répond à une série d'objectifs et de contraintes. Par exemple, dans le cas de scénarios d'évolution du parc français [68], l'objectif principal est de fermer le cycle, qui mettrait fin à la dépendance du pays aux importations d'uranium naturel. Une transition par paliers successifs [75], [64] depuis le parc actuel jusqu'à un parc permettant la fermeture du cycle est alors construite tout en cherchant à respecter des contraintes industrielles, comme le dimensionnement au plus juste des usines du cycle et la garantie d'un fonctionnement stable au cours du temps, et à optimiser des performances du cycle telles que la minimisation de la consommation cumulée d'uranium naturel et de la production d'actinides mineurs. La stratégie pour répondre aux objectifs tout en satisfaisant les contraintes dépend naturellement des hypothèses faites sur les moyens technologiques disponibles. En particulier, la trajectoire optimale dépend fortement des réacteurs utilisés dans la simulation. Le cœur de la méthodologie étant d'utiliser des modèles flexibles de RNR, la variabilité du modèle de cœur utilisé dans le calcul de scénario engendre inexorablement une



variabilité dans la définition de la trajectoire à objectifs et contraintes fixés. Ainsi, un système de génération de trajectoire flexible doit être mis en place.

Une fois la trajectoire définie, le calcul de scénario peut être lancé. Au cours de ce calcul, les modèles d'équivalence et d'irradiation pour chaque type de réacteur sont appelés pour permettre la fabrication du combustible neuf et l'évolution isotopique de celui-ci pendant l'irradiation. Ces modèles doivent être compatibles et facilement connectables au code de calcul de scénario.

A la fin du calcul de scénario, les données de l'historique des combustibles chargés dans les RNR sont disponibles. Un modèle de suivi des performances doit être construit pour exploiter au mieux ces données et ainsi permettre de s'assurer que chaque RNR opère de façon optimale tout au long de sa vie.

La Figure III-1 résume les quatre grandes étapes que doit prendre en compte et intégrer notre méthodologie. La première étape consiste en la définition du RNR et la production de modèles d'équivalence et d'irradiation pour le scénario. La mise en place de cette étape passe par la construction d'un modèle flexible de RNR facilement utilisable par le code de calcul de scénario COSI et donnant la possibilité de piloter la conception du cœur à l'aide d'un nombre restreint de paramètres. L'élaboration de ce modèle flexible est présentée dans la section 3.2. Ensuite, une trajectoire d'étude est définie. Un outil a été construit pour que la flexibilité sur le cœur de RNR se répercute sur la composition du parc cible de la trajectoire d'étude. De cette manière, la trajectoire s'adapte à chaque nouveau cœur pour un objectif précis. La définition du parc cible est introduite dans la section 3.3. Concernant le calcul de scénario, une nouvelle version de l'outil de référence COSI au CEA, COSI7 [76], est utilisée ici car de nouvelles fonctionnalités facilitent la mise en place de notre méthodologie. L'emploi d'un modèle flexible de RNR demande une adaptation des données fournies à COSI. Les nouvelles fonctionnalités de COSI7 ainsi que les prérequis au fonctionnement de COSI7 avec le modèle flexible de RNR sont présentés dans la section 3.4. Enfin, la méthodologie d'évaluation des performances à partir de l'historique des combustibles chargés dans le RNR est détaillée dans la section 3.5.

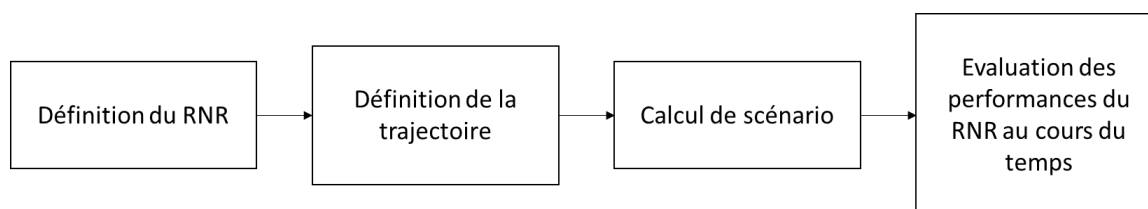


Figure III-1 : Schéma logique des étapes de la méthodologie mise en place dans ce travail de thèse

## 3.2 MODELE FLEXIBLE DE RNR

### 3.2.1 Limites de la méthode actuelle

Le processus actuel suivi au CEA pour le calcul de scénario est présenté Figure III-2 pour le cas d'un RNR. Des calculs de neutronique sont tout d'abord effectués à l'aide d'un outil de calcul scientifique dédié, ERANOS [60]. De ces calculs sont extraits les sections efficaces auto-protégées et les flux neutroniques pour chaque pas de taux de combustion / de temps. Ces informations sont alors passées au module APOGENE [62] qui réalise une interpolation des sections efficaces à l'aide de polynômes de Legendre en fonction du taux de combustion et de la teneur en plutonium. Le résultat obtenu est dénommé bibliothèque de sections efficaces, ou BBL. Les BBL sont ensuite utilisées par le code d'évolution CESAR [62] pour effectuer les calculs d'irradiation et de refroidissement demandés par COSI.

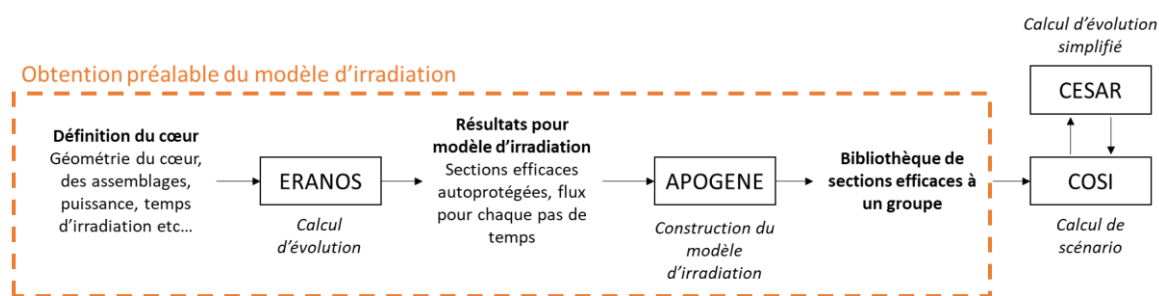


Figure III-2 : Processus actuel depuis la conception de cœur jusqu'au calcul de scénario

Cette façon de faire nécessite donc, pour chaque nouveau RNR, une dizaine de calculs d'évolution faits avec ERANOS pour obtenir des résultats pour différentes isotopies de combustible, puis la construction d'une BBL. Or la méthodologie de ce travail de thèse repose sur la possibilité de changer à loisir la conception du cœur de RNR. La démarche actuelle ne semble donc pas appropriée car trop lourde. Un couplage direct d'ERANOS avec COSI a déjà été mis en place mais s'avère plus long que le couplage COSI – CESAR [77]. Il est nécessaire de mettre en place une nouvelle approche.

### 3.2.2 Méthode d'accélération grâce aux réseaux de neurones artificiels

Des méthodes d'accélération pour le calcul de scénario ont été utilisées dans certains travaux de thèse de Krivtchik [50] et Freynet [63] et consistent en l'utilisation de métamodèles, les réseaux de neurones artificiels, pour se substituer à un outil de calcul scientifique, dans leur cas, CESAR. Les réseaux de neurones artificiels (en anglais Artificial Neural Networks, ou ANN) sont des modèles mathématiques de régression qui sont capables, s'ils sont correctement construits, de reproduire les résultats d'un outil de calcul scientifique sur un domaine de définition précis. Le recours à des réseaux de neurones pour les calculs d'évolution et de refroidissement permet de réduire le temps de calcul d'un scénario d'un facteur entre 75 et 2000 selon le degré de complexité du scénario [63].

Les métamodèles utilisés dans les travaux de thèse cités se limitent à faire varier la teneur en plutonium, le taux de combustion et l'isotopie du combustible, le cœur étant pour eux une constante. Des réseaux de neurones permettant de modifier la conception d'un cœur RNR au sein d'un calcul de scénario ont déjà été construits dans les travaux de Ernoult [78] pour le code de calcul de scénario CLASS [59]. Ces modèles ont été construits sur la base d'un modèle 3D de cœur V2B proposé par le CEA dans le cadre d'un benchmark de la NEA [79]. A partir de ce modèle de référence, les auteurs choisissent de faire varier la hauteur et le rayon du cœur, le nombre de couvertures fertiles, le temps d'irradiation, le rapport d'enrichissement entre cœur interne et cœur externe et la composition isotopique de l'uranium et du plutonium utilisé dans le combustible frais. Dans ce modèle, la puissance volumique et la fraction combustible sont constantes et égales à celles du modèle de référence. Grâce à leur modèle, les auteurs réussissent à générer aussi bien des cœurs surgénérateurs que des cœurs consommateurs de plutonium, leur donnant ainsi de la flexibilité pour les calculs de scénarios.

Cette démarche partage certaines motivations avec ce travail de thèse, notamment l'étude de la sensibilité d'une trajectoire donnée à la conception du RNR étudié. Dans la mesure où il n'y a pas de cœur RNR arrêté en France à l'heure actuelle, un modèle flexible de RNR offre la possibilité de réaliser des études prospectives et de tirer des conclusions sur l'intérêt de déployer des RNR surgénérateurs, isogénérateurs ou consommateurs de plutonium notamment sur l'inventaire des matières. L'utilisation du modèle flexible de RNR est donc principalement au service de l'étude de scénario et évite au scénariste de devoir construire autant de modèles de RNR que de conceptions existantes.

### 3.2.2.1 Définition du modèle flexible

Dans le cadre de ce travail de thèse, le modèle flexible de RNR à construire constitue lui aussi une aide à la prospection et à l'optimisation de trajectoires. En revanche, plus qu'un moyen de représenter différents cœurs de réacteur, le modèle flexible de RNR est ici une pièce centrale de l'élaboration d'un lien fort entre la conception de cœur de RNR et le calcul de scénario.

La liberté de piloter la conception du cœur de RNR confère tout d'abord au scénariste un nouveau levier d'optimisation de ses trajectoires d'étude. En revanche, un compromis doit être trouvé entre gain de flexibilité pour l'exploration de l'espace des trajectoires possibles et le nombre de variables servant à définir le RNR, le but n'étant pas de rendre le calcul d'optimisation fastidieux mais de fournir un outil dont la physique est accessible.

Les tendances de cœurs menant aux trajectoires les plus intéressantes pour le scénariste forment alors un ensemble de pistes à exploiter par le concepteur pour converger vers un cœur définitif. D'autre part, notre modèle flexible doit être à même d'exploiter l'historique des combustibles chargés dans les RNR au cours du scénario pour construire un suivi temporel d'indicateurs de performance ou de sûreté du RNR. Ainsi, si un indicateur n'est pas satisfaisant, le cœur et/ou la trajectoire d'étude peuvent être adaptés.

Les enjeux autour du modèle flexible du RNR étant rappelés, sa définition précise est détaillée dans la suite.

#### 3.2.2.1.1 Présentation des réseaux de neurones

Les réseaux de neurones artificiels ont prouvé leur efficacité pour résoudre des problématiques similaires à celle traitée dans ce travail. Leur génération est effectuée à l'aide de la plateforme statistique URANIE [80]. Le modèle de réseau de neurones utilisé dans URANIE est le perceptron monocouche. Comme présenté en Figure III-3, il est constitué d'entrées, d'une couche de neurones cachés et d'une sortie. Chaque neurone renvoie une combinaison linéaire des entrées, résultat dont la valeur est modulée par une fonction d'activation. La sortie du réseau de neurones est elle-même une combinaison linéaire des sorties des différents neurones de la couche cachée. L'enjeu est donc d'ajuster la valeur des différents poids associés à chaque neurone jusqu'à ce que l'erreur entre le résultat attendu et le résultat proposé par le réseau de neurones soit minimale.

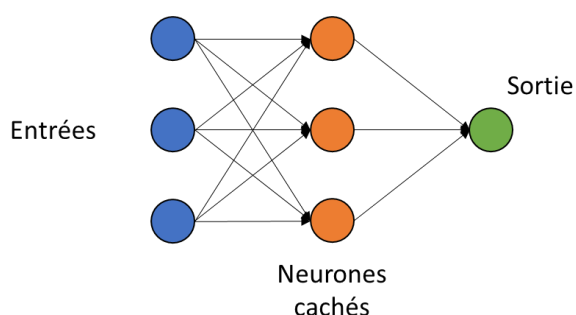


Figure III-3 : Schéma simplifié d'un réseau de neurones

#### 3.2.2.1.2 Définition générale des entrées et sorties

La Figure III-4 présente les entrées et sorties du modèle flexible. Notre modèle doit remplir trois fonctions :

- Permettre des variations du cœur RNR dans un domaine de définition précis

- Pouvoir être intégré dans COSI dans lequel il fera office à la fois de modèle d'équivalence et de modèle d'irradiation pour le RNR
- Exploiter l'information de l'historique des combustibles chargés en cœur dans le but de suivre les performances de chaque RNR du parc au cours du temps

Le modèle d'équivalence, qui permet de déterminer la teneur en plutonium du combustible neuf, et le modèle d'irradiation utilisent tous deux l'information de l'isotopie de la matière disponible pour la fabrication du combustible neuf. Dans le cas du RNR et du cycle uranium - plutonium, il s'agit principalement de la composition du plutonium, même si des variations de la composition du support en uranium sont parfois prises en compte [50], [78]. Le modèle flexible doit donc recevoir en entrée a minima la composition isotopique du plutonium disponible pour fabriquer le combustible neuf pour pouvoir être utilisé comme modèle d'équivalence et comme modèle d'irradiation. Cette information sert aussi à l'obtention des performances du cœur.

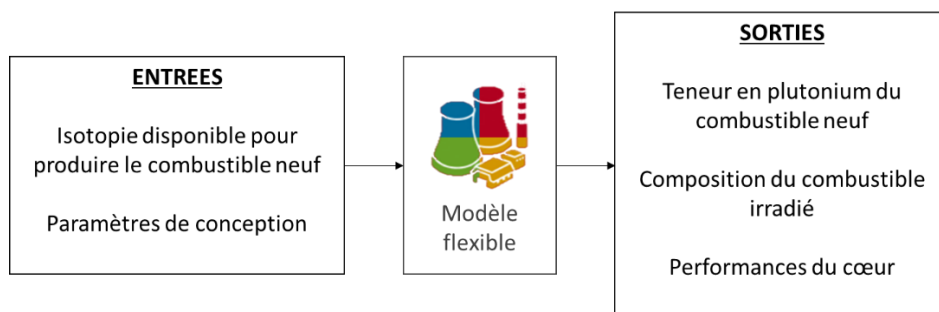


Figure III-4 : Entrées et sorties générales du modèle flexible de RNR

Afin de piloter les variations du cœur RNR, il est nécessaire de définir les paramètres de conception pertinents à utiliser qui impactent le plus nettement les résultats du scénario. La partie suivante s'intéresse à la sélection des paramètres de conception qui serviront d'entrée au modèle flexible de RNR.

#### 3.2.2.1.3 Choix des paramètres de conception en entrée du modèle flexible

La conception précise d'un cœur nécessite de définir de nombreux paramètres, depuis la géométrie du cœur (nombre et dimensions des zones fissiles et fertiles, dimensions du plénum sodium, dimensions des réflecteurs etc...), jusqu'à la caractérisation précise des assemblages. Dans les thèses de Fabbris [72] et d'Ammar [81], les auteurs entraînent des réseaux de neurones artificiels en prenant comme cœur de référence ASTRID [82]. Le but de ces deux thèses est d'établir une méthodologie d'optimisation multicritère et multiphysique de la conception d'un cœur RNR. Leurs réseaux de neurones prennent en entrée une trentaine de paramètres de conception qui permettent de réaliser un remontage complet du cœur. Ces paramètres comprennent par exemple le rayon de la pastille combustible, l'épaisseur de la gaine ou encore le diamètre du fil espaceur. En sortie, leurs réseaux de neurones fournissent des indicateurs liés à la sûreté, à l'économie et à l'environnement. Par exemple, la température du sodium durant un incident de type ULOF<sup>13</sup> est évaluée.

La question de la pertinence d'utiliser un tel niveau de précision pour notre étude se pose. En effet, il est de prime abord difficile de faire le lien entre des paramètres de conception aussi spécifiques que l'épaisseur de la gaine ou le rayon de la pastille combustible et les grandeurs d'intérêt du cœur pour

<sup>13</sup> Unexpected Loss Of Flow, ou perte de débit de sodium dans le circuit primaire.

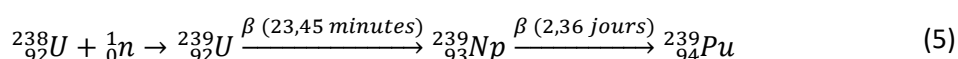
le scénario comme sa masse ou son temps de cycle. Des paramètres plus généraux et pilotant la physique du cœur comme la puissance, le volume ou le temps d'irradiation semblent plus indiqués. En outre, on pourra aussi mentionner qu'il est indiqué dans la thèse de Freynet [63] que l'optimisation d'un scénario devient vite complexe en raison du nombre de variables qui croît de façon exponentielle. Le choix et l'utilisation d'un nombre réduit de paramètres généraux, à l'instar du modèle présenté dans les travaux d'Ernoul [78], apparaît donc comme un choix plus raisonnable, tant pour la compréhension de la physique du cœur que pour un aspect pratique de limitation du temps de calcul.

Du point de vue du scénario, un réacteur est un objet qui reçoit une certaine masse de combustible, l'irradie pendant un temps défini, puis renvoie une certaine masse de combustible irradié dans le cycle. Un réacteur peut donc être caractérisé par la donnée d'un flux de consommation, ou flux d'entrée, et d'un flux de production, ou flux de sortie. Ces flux dépendent du réacteur considéré ainsi que de l'isotopie du combustible. Dans le cas du RNR, l'élément combustible d'intérêt est le plutonium. On cherche donc les paramètres généraux de conception qui ont un impact sur les flux de consommation et de production de plutonium du RNR.

Pour une isotopie de plutonium donnée, le flux de consommation du RNR est directement lié à la masse initiale de plutonium nécessaire pour assurer la criticité du cœur. Plus cette masse est élevée et plus il faut de plutonium disponible dans le cycle pour alimenter le cœur. La masse initiale de plutonium dans le cœur est principalement déterminée par la géométrie ainsi que le volume de sa zone fissile, qui seront appelés géométrie et volume du cœur dans la suite. D'une part, pour un volume donné, la géométrie du cœur conditionne le nombre de fuites neutroniques. Un cœur doté d'un rapport surface – volume élevé génère plus de fuites neutroniques qu'un cœur qui tend vers une forme sphérique. Selon la géométrie, il peut être nécessaire d'augmenter la teneur en plutonium dans le combustible pour compenser les fuites, ce qui revient à augmenter la masse de plutonium dans le cœur. D'autre part, pour une géométrie donnée, le volume définit le nombre d'assemblages combustibles en cœur. Plus il y a d'assemblages et plus la masse de plutonium augmente. On retient donc le volume du cœur et sa géométrie comme paramètres généraux d'intérêt pour le RNR.

Concernant le volume du cœur, celui-ci peut être défini indirectement par la puissance du cœur et sa puissance volumique ou densité énergétique. La puissance est un paramètre plus naturel que le volume du point de vue du scénario car il fait directement le lien, moyennant la donnée d'un rendement, avec la puissance électrique. Pour sa part, la puissance volumique multipliée par un temps d'irradiation donne accès au taux de combustion moyen du cœur, qui caractérise la quantité d'énergie produite par tonne de combustible. On préférera donc la puissance et la puissance volumique dans la suite.

Le flux de production pour sa part est conditionné à la fois par la masse initiale du plutonium en cœur et par son gain de régénération, c'est-à-dire, sa capacité à produire ou consommer du plutonium au cours de l'irradiation. D'un côté, les différents isotopes du plutonium sont amenés à subir une réaction de fission, qui donne lieu à une production d'énergie et de produits de fission. De l'autre, certaines réactions conduisent à la régénération du plutonium, la principale étant montrée ci-après :



Après l'absorption d'un neutron par l'uranium 238, le noyau subit deux désintégrations bêta successives menant à l'apparition d'un noyau de plutonium 239. Cette réaction constitue la principale source de production de plutonium dans le cœur. La quantité d'uranium 238 en cœur a donc un impact majeur sur le gain de régénération du cœur. L'uranium 238 est le principal constituant de l'uranium

appauvri qui est utilisé à la fois comme support pour le combustible du RNR et pour la fabrication des couvertures fertiles. Il faut donc s'intéresser séparément à ces deux usages.

Le rôle des couvertures fertiles est d'utiliser les neutrons qui s'échappent de la zone fissile pour produire du plutonium via la réaction (3). Ces couvertures peuvent être placées au-dessus ou en dessous du cœur fissile, on parle alors de couvertures fertiles axiales supérieure et inférieure respectivement. Les couvertures fertiles radiales quant à elles se trouvent en périphérie du cœur. Plus ces couvertures sont épaisses, et plus la probabilité qu'un neutron issu de la zone fissile serve à produire du plutonium est élevée. Cet effet finit évidemment par saturer et rien ne sert d'avoir une couverture fertile d'épaisseur infinie. Les couvertures fertiles servent donc à augmenter la production de plutonium du cœur.

Dans la zone fissile, le gain de régénération résulte des proportions entre plutonium et uranium, c'est-à-dire de la répartition entre les noyaux fissiles et fertiles, ainsi que du spectre. Les paramètres qui agissent sur la teneur en plutonium du combustible ont donc un impact direct sur le gain de régénération du cœur fissile. C'est le cas de la fraction combustible, qui quantifie la fraction surfacique de la pastille combustible dans l'assemblage par rapport à l'acier et au sodium. En d'autres termes, la fraction combustible détermine le volume dédié au combustible dans l'assemblage. Sachant qu'à chaque cœur et chaque isotopie de plutonium est associée une unique masse critique de plutonium, plus le volume dédié au combustible est élevé dans l'assemblage et plus la teneur en plutonium diminue. La quantité d'uranium 238 s'en retrouve augmentée menant à une croissance du gain de régénération. A l'inverse, réduire la fraction combustible mène à une augmentation de la teneur en plutonium et donc une dégradation du gain de régénération. La réduction de la fraction combustible est d'ailleurs l'une des méthodes utilisées dans [83] pour transformer un cœur surgénérateur en consommateur de plutonium.

Enfin, la teneur en plutonium dépend aussi de la durée d'irradiation. En effet, plus le temps d'irradiation est long, et plus la réserve de réactivité nécessaire est élevée. Des durées d'irradiation élevées tendent donc à faire augmenter la teneur en plutonium, dégradant de ce fait le gain de régénération.

Il faut aussi mentionner la gestion du cœur comme paramètre d'intérêt pour le scénario. La gestion du cœur définit la fraction des assemblages remplacés lors d'un rechargement. Du point de vue de la consommation de plutonium, la gestion du cœur n'a pas d'impact significatif si on considère que tous les autres paramètres de conception sont constants. En effet, peu importe le fractionnement, un assemblage combustible se fait toujours irradier pendant la totalité du temps de séjour. En faisant l'hypothèse raisonnable que la durée du rechargement n'impacte pas l'isotopie du plutonium des assemblages qui ne se font pas remplacer, le bilan matière est le même pour un assemblage qui est irradié en une fois ou en  $n$  fois. En revanche, la teneur en plutonium d'un assemblage augmente lorsque le fractionnement du cœur diminue à temps de séjour constant. Diminuer le fractionnement revient effectivement à augmenter la durée du cycle d'irradiation et donc la quantité de réactivité consommée. Dans le cas d'un RNR de 400 MWth, la différence de teneur en plutonium entre un cas en gestion 1, c'est-à-dire l'irradiation complète du cœur entre chaque rechargement, et un cas en gestion 1/8 s'élève à 5 points de pourcentage environ [84]. Ceci étant dit, la différence entre une gestion 1/3 et 1/5 est inférieure à un point de pourcentage. Cet effet est donc assez limité dans le cas d'un petit cœur, et l'est encore plus dans le cas d'un grand cœur pour lequel les fuites neutroniques sont moindres. Par ailleurs, pour tout entier  $n$ , un remplacement de  $1/n$  assemblages va simultanément prélever une certaine quantité de plutonium des stocks et approvisionner le stock de combustibles usés. Selon la valeur de  $n$ , les flux entrant et sortant sont plus ou moins importants, mais la différence nette de ces flux n'est pas impactée par la gestion du cœur dans un parc à l'équilibre.

Dans une phase de transition, le déploiement de cœurs ayant une haute fréquence de rechargement augmente la tension sur le stock de plutonium disponible. Dans la mesure où le temps de séjour est déjà pris comme paramètre dans le cadre de cette étude, on considère que la variation de la gestion n'apporterait pas beaucoup plus d'information du point de vue de la gestion du plutonium. L'impact de la gestion est plutôt en lien avec la disponibilité du réacteur et donc la quantité d'énergie qu'il produit annuellement. Effectivement, plus  $n$  est élevé et plus il faut arrêter le réacteur régulièrement pour le recharger. Ces considérations, certes importantes, ne sont pas prises en compte dans le cadre de ce travail de thèse. On considère donc dans la suite de travailler avec une gestion fixe avec  $n = 4$ , aussi appelée gestion par quart, qui est réaliste par rapport aux réacteurs existants.

En résumé, les paramètres de conception dont l'influence est majeure sur les grandeurs pertinentes pour le cycle sont :

- la géométrie du cœur,
- la puissance  $P$  en MWth,
- la puissance volumique  $P_{vol}$  en W/cm<sup>3</sup>,
- la fraction combustible  $FC$ ,
- le temps d'irradiation  $TS$  en JEPP,
- l'épaisseur des couvertures fertiles axiales inférieures  $e_{inf}$ , supérieures  $e_{sup}$  et radiales  $e_{rad}$  en cm.

En pratique, le contrôle de la géométrie peut rapidement faire croître le nombre de variables. Par exemple, dans [81], la zone fissile est divisée en 9 zones distinctes dont la hauteur est variable. Dans le but à nouveau de réduire la complexité du pilotage de la conception du cœur, on décide de travailler avec une unique géométrie de référence dont les proportions sont conservées. Tout changement lié à son volume est effectué à rapport d'aspect constant, c'est-à-dire en préservant la proportion entre sa hauteur et sa largeur. Les effets propres à la géométrie du cœur sont de cette façon limités.

### 3.2.2.1.4 Choix des sorties du modèle flexible

Comme expliqué dans la section 3.2.2.1.2, le modèle flexible remplit trois fonctions. Les deux premières concernent le déroulement du calcul de scénario. Le modèle flexible doit en effet servir à la fois de modèle d'équivalence et de modèle d'irradiation pour le RNR. Pour un ensemble de paramètres de conception donné et une isotopie de plutonium, le modèle flexible doit fournir l'information de la teneur en plutonium du combustible neuf ainsi que la composition du combustible irradié. Sa dernière fonction est d'apporter des informations sur les performances du cœur au cours du temps.

#### 3.2.2.1.4.1 Isotopes d'intérêt

Au cours d'un calcul de scénario, un grand nombre d'isotopes est suivi, depuis les noyaux lourds comme l'uranium et le plutonium jusqu'aux produits de fission. Dans le but d'accélérer le temps de calcul, il n'est pas rare de se concentrer sur un nombre limité d'isotopes [50], [63]. L'uranium, le plutonium et les actinides mineurs peuvent être considérés comme des matières de première importance dans la mesure où les deux premiers servent à la fabrication du combustible RNR tandis que les derniers sont responsables de la majorité de la radiotoxicité des déchets sur le long terme. Le détail des produits de fission n'est pas impactant, sauf dans le cas du suivi de la puissance thermique des assemblages usés et de la production de colis de déchets, données non suivies dans ce travail. Il est donc envisageable de ne suivre que les noyaux lourds et rassembler les produits de fission dans un unique élément synthétique. D'après [63], la liste suivante d'isotopes représente plus de 99,999% de la masse de noyaux lourds dans les combustibles frais ou irradiés des RNR : <sup>234</sup>U, <sup>235</sup>U, <sup>236</sup>U, <sup>238</sup>U, <sup>237</sup>Np,

$^{239}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{245}\text{Cm}$ ,  $^{246}\text{Cm}$ . Le modèle flexible doit donc être en mesure de fournir les fractions de ces isotopes dans les combustibles irradiés.

Par ailleurs, le modèle flexible peut représenter un RNR doté de couvertures fertiles. Les couvertures fertiles en début d'irradiation ne sont composées que d'uranium appauvri. Après irradiation, l'uranium et le plutonium représentent plus de 99,95% de la masse des couvertures fertiles, qu'elles soient axiales ou radiales. Une quantité infime d'actinides mineurs se forment dans les couvertures fertiles. Plus précisément, 99,9% de la masse d'américium, de neptunium et de curium en fin d'irradiation se trouve dans la zone fissile. On considère donc qu'il est suffisant de suivre uniquement les masses d'uranium et de plutonium dans les couvertures fertiles :  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ .

#### 3.2.2.1.4.2 Indicateurs de performance

ERANOS permet le suivi de différents indicateurs de performance : la puissance volumique maximale (Pvolmax), la puissance linéique maximale, le taux de combustion moyen du cœur (TCT moyen), le dommage maximal causé sur une gaine (DPA max), le coefficient de vidange, le coefficient Doppler, le gain de régénération (GR). La puissance linéique maximale dépend du détail de l'assemblage, notamment de la géométrie et du nombre des aiguilles combustibles. Comme on le verra dans la suite, ces informations ne sont pas accessibles avec le modèle ici construit. Connaissant les fractions surfaciques associées à l'assemblage considéré, il serait cependant possible de reconstruire une géométrie assemblage permettant de calculer une puissance linéique. Dans la mesure où les puissances volumiques considérées ici sont compatibles avec des géométries d'assemblages de référence [45], [47], ce remontage n'a pas été intégré dans cette étude. Les autres indicateurs en revanche sont exploitables et seront donc suivis.

#### 3.2.2.1.5 Synthèse

La Figure III-5 résume les choix d'entrées et de sorties pour le modèle flexible.

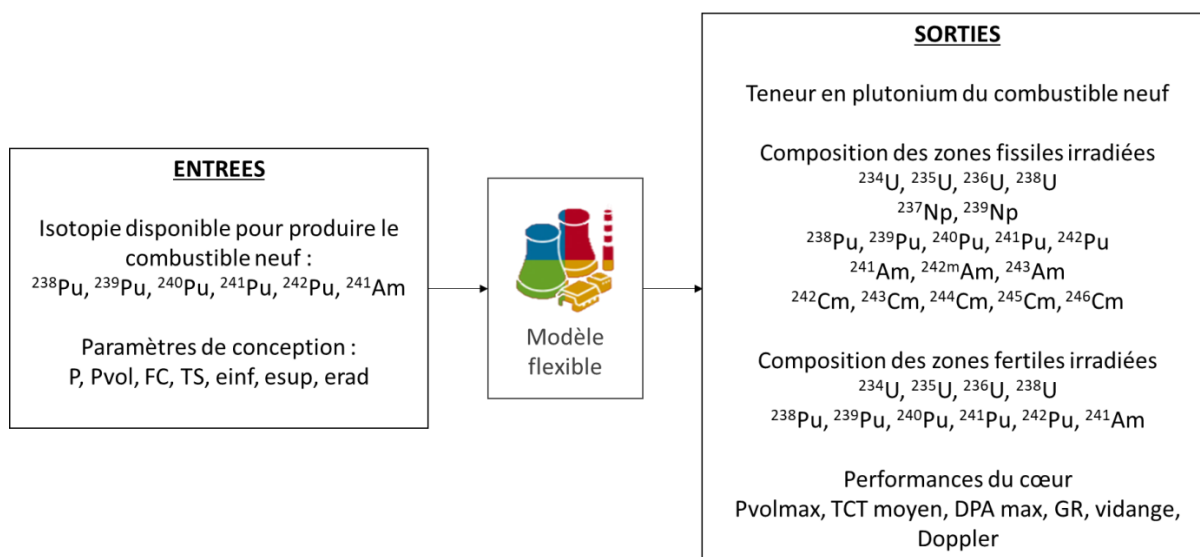


Figure III-5 : Entrées et sorties détaillées du modèle flexible



3.2.2.2 Géométrie de référence et domaine de définition

3.2.2.2.1 Géométrie de référence

Le cœur V2B [45] a été choisi comme cœur de départ pour sa géométrie et son comportement moyen bien caractérisé. Une vue du cœur est disponible en Figure III-6 et ses principales caractéristiques sont montrées dans le Tableau III-1.

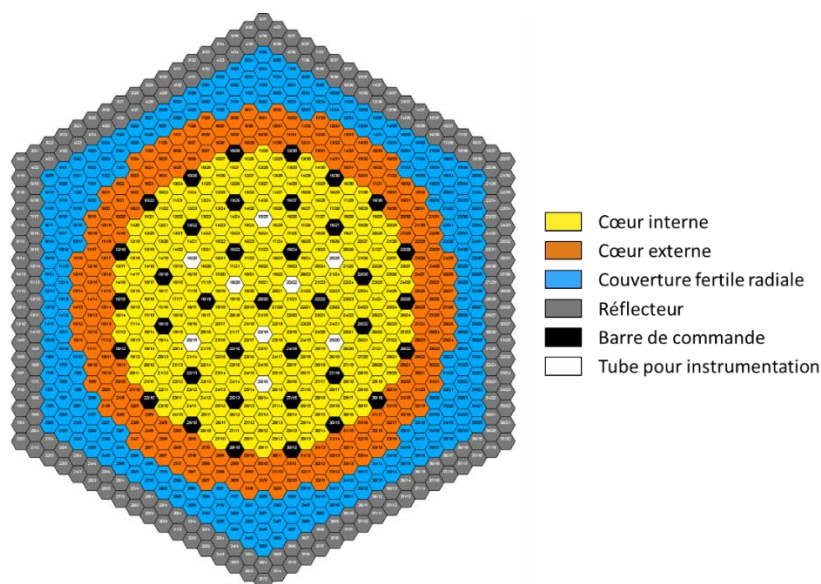


Figure III-6 : Schéma du cœur V2B de référence

Tableau III-1 : Caractéristiques du cœur V2B de référence

Caractéristiques	Unité	Valeur
Puissance	MWth	3600
Puissance volumique moyenne	W/cm <sup>3</sup>	207
Fraction combustible	%	43,7
Temps de séjour	JEPP	5 x 410
Nombre d'assemblages fissiles	-	453
Nombre d'aiguilles par assemblage	-	271
Hauteur fissile	cm	100
Taux de combustion moyen	GWj/t	100
Teneur Pu moyenne	%	15,8
Puissance linéique maximale	W/cm	420
Domage maximal sur la gaine (acier ODS)	DPA	150
Coefficient de vidange	\$	4,9
Gain de régénération	-	0,04

Un modèle 2D - RZ homogène a été utilisé comme référence pour accélérer la génération des bases de données. Le bilan matière ainsi que les indicateurs intégraux comme le gain de régénération sont en effet correctement reproduits avec ce type de modélisation. Les indicateurs locaux comme les DPA max pâtissent d'un biais moyen qui reste satisfaisant pour nos travaux, le but étant d'avoir une première idée des performances du cœur au cours de sa vie et non pas un monitoring extrêmement

précis. Les biais sur les indicateurs de performances liés à la modélisation sont présentés dans la section 3.5.4. Par ailleurs, le recours à un modèle 2D - RZ permet de contrôler la géométrie du cœur à l'aide de variables continues (rayons et hauteurs), tandis qu'un modèle 3D requiert l'utilisation de grandeurs discrètes (nombre d'assemblages). Or les grandeurs continues facilitent grandement l'entraînement des réseaux de neurones. Enfin, la modélisation en 3D implique la définition de plans de chargement, ce qui constitue une difficulté supplémentaire sans gain notable de précision sur les résultats d'intérêt pour des calculs de scénario. La base de données pour les sections efficaces est JEFF 3.1 [85].

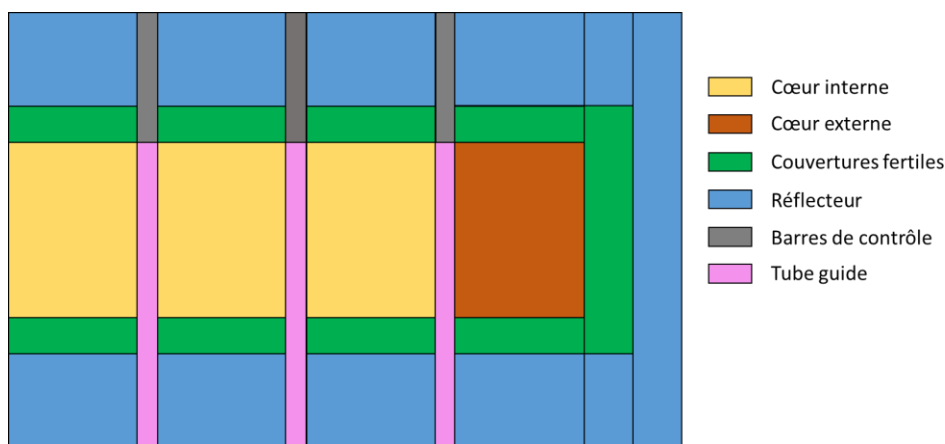


Figure III-7 : Modèle 2D - RZ du cœur V2B de référence

#### 3.2.2.2.2 Domaine de définition

Le Tableau III-2 résume l'ensemble des paramètres que les réseaux de neurones prennent en entrée. Le choix des bornes du domaine de définition est expliqué ci-après.

Tableau III-2 : Domaine de définition du modèle flexible

	Notation	Unité	Domaine de variation
Puissance	P	MWth	100 - 4500
Puissance volumique	Pvol	W/cm <sup>3</sup>	50 - 350
Fraction combustible	FC	%	35 - 45
Temps de séjour en cœur	TS	JEPP	600 - 2400
Epaisseur couverture fertile axiale supérieure	esup	cm	0 - 30
Epaisseur couverture fertile axiale inférieure	einf	cm	0 - 30
Epaisseur couverture fertile radiale	erad	cm	0 - 30
Fraction de <sup>238</sup> Pu	-	%	0 - 10
Fraction de <sup>239</sup> Pu	-	%	20 - 75
Fraction de <sup>240</sup> Pu	-	%	100 - $\sum$ Pu
Fraction de <sup>241</sup> Pu	-	%	0 - 15
Fraction de <sup>242</sup> Pu	-	%	0 - 15
Fraction de <sup>241</sup> Am	-	%	0 - 15

Les bornes de puissance permettent de modéliser aussi bien des réacteurs dont la production d'énergie serait équivalente aux grands REP existants (l'EPR par exemple, dont la puissance vaut 4500 MWth), que des petits cœurs. Les SMR et AMR suscitant beaucoup d'intérêt en ce moment, il semble pertinent d'intégrer des puissances potentiellement représentatives de ces cœurs [65].

La borne inférieure de la puissance volumique prend en compte des réacteurs peu denses énergétiquement comme le cœur CADOR [48] par exemple. Ces faibles puissances volumiques ne sont jusqu'ici pas communes pour les réacteurs électrogènes. En effet, l'investissement initial tend à croître fortement avec le volume du cœur, il est donc en général plus courant de chercher à maximiser la puissance volumique pour ainsi diminuer l'investissement. Cependant, l'émergence de concepts de cœurs comme CADOR, dont la puissance volumique est de l'ordre de  $50 \text{ W/cm}^3$ , nous pousse à intégrer les faibles puissances volumiques dans le domaine de définition. Une étude récente montre en effet que les cœurs peu denses énergétiquement pourraient présenter certains avantages du point de vue du cycle [86]. Peu de documentation côté cycle existe pour ce genre de cœurs par ailleurs, ce qui renforce l'intérêt d'inclure ces cœurs dans le domaine de définition. La borne haute de la puissance volumique quant à elle a été placée en prenant comme référence une moyenne attendue pour les RNR [11].

Les bornes de la fraction combustible correspondent à celles trouvées dans la littérature pour les RNR, [45], [47], [74], [83].

Les bornes du temps de séjour ont été choisies elles-aussi par rapport aux temps de séjour trouvés dans la littérature. Certains cœurs ont été conçus avec des temps d'irradiation inférieurs à 1000 JEPP, tel que Superphénix avec 640 JEPP. Pour la borne supérieure, on a choisi un temps 20% plus élevé que le temps d'irradiation du V2B.

Concernant les couvertures fertiles, il est possible de modéliser le cœur sans aucune couverture et d'ajouter jusqu'à 30 cm d'épaisseur de couverture fertile axialement et radialement. La limite de 30 cm a été choisie car un effet de saturation est observé à partir d'environ 30 cm. Cet effet a été observé dans le cas d'un cœur de 400 MWth, donc un cœur de petit volume, pour lequel les fuites neutroniques sont plus importantes que dans le cas d'un grand cœur [87]. De manière générale, l'effet de saturation des couvertures est lié au libre parcours moyen des neutrons, distance qui varie peu entre les cœurs considérés.

Les bornes d'isotopie Pu ont été ajustées suite à l'observation de sorties du domaine de validité lors de premiers calculs. Le plutonium 240 est retenu comme tampon du fait qu'il est l'isotope neutre d'un point de vue de la réactivité qui est le plus abondant dans la zone fissile. L'intervalle retenu pour le plutonium 239 est volontairement pris large pour garantir la prise en compte de cœurs qui dégradent fortement l'isotopie du plutonium. Le domaine de variation de l'américium 241 quant à lui est identique à celui du plutonium 241 en considérant le cas extrême d'une décroissance de l'intégralité du plutonium 241 en américium.

### 3.2.2.3 Schéma de calcul

Les calculs neutroniques ont été réalisés à l'aide de l'outil de calcul déterministe ERANOS [60]. ERANOS propose par défaut différents schémas de calcul de référence selon l'objectif de l'utilisateur. Un schéma de calcul de référence en géométrie 2D - RZ a été utilisé pour générer les bases de données nécessaires à l'entraînement et à la validation des réseaux de neurones. Pour ce schéma, le calcul cellule est effectué par le module ECCO [88] avec 33 groupes d'énergie sur une description homogène

de la cellule. A cette étape, les sections efficaces microscopiques autoprotégées sont calculées avec le flux initial et sont conservées pour l'intégralité du calcul cœur. A l'échelle du cœur, l'équation du transport est résolue à l'aide de la méthode des ordonnées discrètes. Le calcul se déroule en deux phases successives : une recherche d'enrichissement et un calcul d'évolution. Après une présentation des hypothèses propres à la modélisation choisie, ces deux phases de calcul sont expliquées.

### 3.2.2.3.1 Hypothèse de la gestion 1 / cœur et cycle équivalents

Les calculs effectués avec le modèle 2D – RZ se font sous l'hypothèse d'une gestion de cœur dite en « fréquence 1 ». Cette hypothèse consiste à partir d'un cœur totalement neuf et à l'irradier entièrement pendant une durée égale au temps de séjour TS. Le cœur est alors considéré dans son intégralité et non pas assemblage par assemblage. Cette modélisation donne une image représentative de la fluence moyenne reçue par un assemblage d'un cœur géré en fractionnement  $1/n$  pendant un temps de séjour TS. Ce faisant, le modèle de cœur en fréquence 1 fournit une bonne estimation aussi bien du bilan matière en fin d'irradiation que des grandeurs intégrales moyennes telles que le taux de combustion moyen ou les DPA max.

Cette approche donne aussi accès à l'évaluation de paramètres comme les coefficients de vidange et Doppler ou le gain de régénération pour un état plus réaliste d'un cœur, nommé cycle représentatif. Durant ce cycle représentatif, le cœur moyen présente des caractéristiques équivalentes à celle d'un cœur géré en fréquence  $1/n$ . Pour le comprendre, considérons un cœur géré en fractionnement  $1/n$  dont le temps de séjour vaut TS et dont le rechargement est toujours effectué avec le même type d'assemblage. Au bout d'un certain nombre de cycles d'irradiation, le cœur finit par atteindre un état d'équilibre, c'est-à-dire que son comportement est strictement le même à chaque cycle. Au début du cycle d'irradiation, le cœur contient des assemblages qui ont subi un nombre de cycles compris entre 0 et  $n - 1$ , tandis qu'à la fin du cycle d'irradiation, les assemblages auront subi entre un nombre de cycles compris entre 1 et  $n$ . En supposant que chaque cycle produit toujours le même taux de combustion moyen noté  $b$ , les taux de combustion moyens en début et fin de cycle, respectivement notés  $TCT_{Ddc}$  et  $TCT_{Fdc}$ , s'écrivent :

$$TCT_{Ddc} = \frac{b}{n} \sum_{i=0}^{n-1} i = \frac{n-1}{2} b \quad (6)$$

$$TCT_{Fdc} = \frac{b}{n} \sum_{i=1}^n i = \frac{n+1}{2} b \quad (7)$$

Dans la mesure où chaque cycle d'irradiation produit un taux de combustion moyen  $b$ , on peut définir le taux de combustion moyen  $B$  du cœur après un temps TS d'irradiation comme étant  $B = nb$ . Les équations (6) et (7) deviennent alors :

$$TCT_{Ddc} = \frac{b}{n} \sum_{i=0}^{n-1} i = \frac{n-1}{2n} B \quad (8)$$

$$TCT_{Fdc} = \frac{b}{n} \sum_{i=1}^n i = \frac{n+1}{2n} B \quad (9)$$

Ainsi, le début du cycle représentatif correspond au début du cycle  $\frac{n+1}{2n}$ . Entre  $\frac{n-1}{2n}$  TS et  $\frac{n+1}{2n}$  TS, un cœur modélisé en fréquence 1 et un cœur géré en fréquence  $1/n$  à l'équilibre présentent un bilan matière équivalent et donc des performances similaires. Le cycle représentatif est donc utilisé pour déterminer certaines performances d'un cœur réaliste.

### 3.2.2.3.2 Recherche d'enrichissement

L'algorithme de recherche d'enrichissement permet d'obtenir l'enrichissement moyen du cœur d'étude de telle sorte à obtenir une réactivité cible à la fin du cycle représentatif pour un temps de séjour TS donné. La Figure III-8 illustre l'évolution de la réactivité d'un cœur géré en fréquence 1 par rapport à un cœur réaliste géré en fréquence  $1/4$ . Théoriquement, la réactivité d'un cœur réaliste doit être nulle à la fin d'un cycle d'irradiation. Ainsi, l'algorithme de recherche d'enrichissement doit trouver l'enrichissement initial du cœur géré en fréquence 1 (en orange sur la Figure III-8) de telle sorte à obtenir une réactivité nulle à la fin du cycle représentatif, le troisième cycle dans l'exemple.

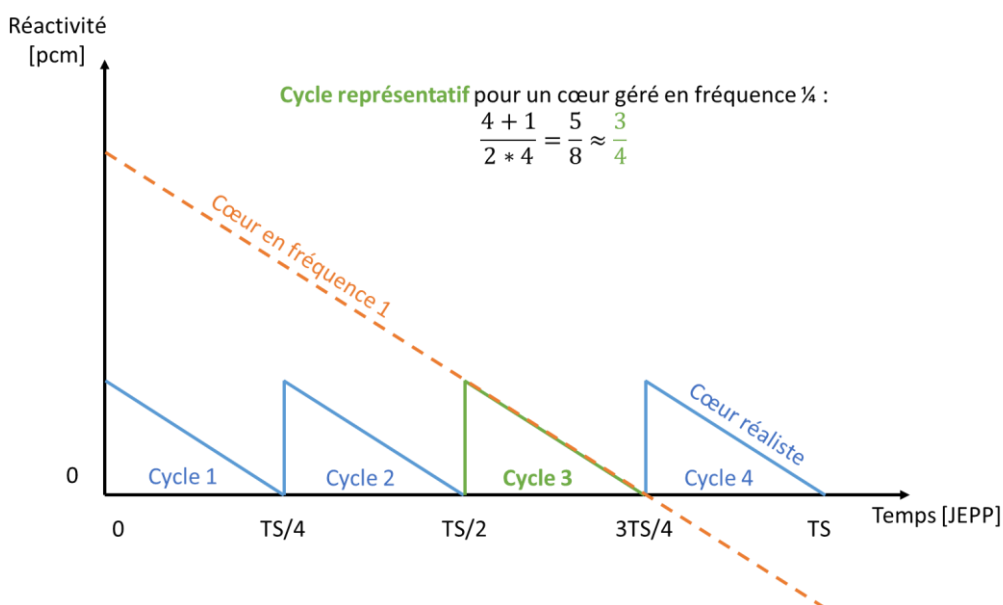


Figure III-8 : Comparaison de l'évolution de la réactivité entre un cœur réaliste géré en fréquence  $1/4$  et un cœur géré en fréquence 1

Dans les faits, il est souhaitable de conserver une réserve de réactivité de quelques centaines de pcm afin d'une part de disposer d'une marge de pilotage du cœur en fin de cycle et d'autre part de prendre en compte les incertitudes dues à la modélisation. On cherche donc l'enrichissement moyen du cœur qui conduit à une réserve de 600 pcm à 100 pcm près.

### 3.2.2.3.3 Calcul d'évolution

Une fois l'enrichissement initial déterminé, l'algorithme de calcul d'évolution prend la suite. Il consiste en une succession de calculs de flux et de calculs d'évolution à flux constant. Le calcul de flux est réalisé par résolution de l'équation du transport pour chaque pas d'irradiation d'une durée TS/4. Le flux obtenu est ensuite utilisé pour la résolution des équations de Bateman dans le but de faire évoluer la composition isotopique du combustible jusqu'au prochain pas d'irradiation.

3.2.2.4 Génération des réseaux de neurones et validation

3.2.2.4.1 Explications

Les réseaux de neurones ont été générés à l'aide la plateforme statistique URANIE [80]. La logique pour leur génération est présentée Figure III-9. Tout d'abord, les paramètres d'entrée du réseau de neurones sont échantillonnés sur le domaine de définition présenté dans la section 3.2.2.2. Puis, les calculs neutroniques correspondant à chaque jeu de données d'entrée sont réalisés à l'aide d'ERANOS. Deux bases de données distinctes doivent être générées, l'une servant à l'entraînement des réseaux de neurones et l'autre à leur validation. Pour chaque sortie d'intérêt, des réseaux de neurones comprenant entre 10 et 12 neurones dans l'unique couche cachée ont été construits. Leurs capacités à reproduire les résultats de la base de test sont ensuite évalués grâce à des indicateurs statistiques tels que l'écart relatif et l'écart absolu. On ne conserve finalement que les réseaux de neurones les plus performants, c'est-à-dire ceux qui reproduisent le plus fidèlement les résultats de la base de test.

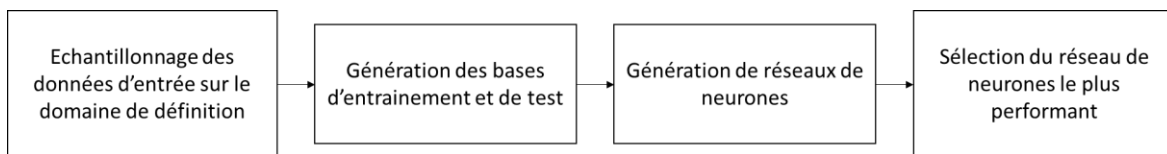


Figure III-9 : Processus de génération et de sélection des réseaux de neurones

3.2.2.4.2 Mise en œuvre

Une première génération de réseaux de neurones a été produite avec des bases d'entraînement et de test de 750 points. Un échantillonnage de type LHS (Latin Hypercube Sampling) [89] des paramètres d'entrée a été réalisé. Ce type d'échantillonnage présente l'avantage de couvrir le domaine de définition avec une bonne dispersion. Un filtre a été appliqué à l'échantillonnage obtenu afin de retirer des points incorrects. Avec la définition de la fraction de  $^{240}\text{Pu}$ , il est effectivement possible d'obtenir une valeur négative pour cette entrée, ce qui n'a pas de sens physique. Une fois les bases de données filtrées, des calculs ERANOS ont été effectués et des réseaux de neurones ont été générés. Il a alors été constaté que l'erreur commise par les réseaux de neurones était plus importante pour des volumes de cœur inférieurs à  $2,5 \text{ m}^3$ . L'erreur commise a été attribuée à un manque de points pour cette partie de l'espace des phases. C'est pourquoi des réseaux de neurones ont été générés séparément pour les volumes inférieurs et supérieurs à  $2,5 \text{ m}^3$ . Deux nouvelles bases de 750 points ont été générées pour les volumes inférieurs à  $2,5 \text{ m}^3$  et deux nouvelles bases de 900 points ont été générées pour les volumes supérieurs à  $2,5 \text{ m}^3$ . Pour les cœurs dont le volume est proche de  $2,5 \text{ m}^3$ , une fonction de pondération faisant intervenir les réseaux de neurones pour les volumes supérieurs et inférieurs à  $2,5 \text{ m}^3$  est utilisée. L'utilisation d'une fonction de pondération permet d'éviter les effets de seuil pour les volumes proches de  $2,5 \text{ m}^3$  et ainsi d'assurer la continuité des résultats fournis par le modèle flexible.

3.2.2.4.3 Résultats

Pour évaluer les performances des réseaux de neurones, différents estimateurs statistiques ont été utilisés :

- Le coefficient de prédictivité  $Q^2$

Ce coefficient quantifie la capacité du métamodèle à correctement reproduire la variance de la base de test. En notant  $n$  la taille de la base de test,  $y_i$  les valeurs de la base de test à reproduire,  $\hat{y}_i$  les

valeurs estimées par le réseau de neurones et  $\bar{y}$  la moyenne des  $y_i$ , le coefficient  $Q^2$  s'exprime de la façon suivante :

$$Q^2 = 1 - \frac{\sum_{i=1}^n (y_i - \hat{y}_i)^2}{\sum_{i=1}^n (y_i - \bar{y})^2} \quad (10)$$

Plus la valeur de  $Q^2$  est proche de 1 et plus le modèle peut être considéré comme adéquat.

- L'erreur relative moyenne

L'erreur relative moyenne du réseau de neurones par rapport à la valeur issue de la base de test, aussi appelée biais moyen, est calculée comme étant la moyenne des erreurs relatives entre chaque point de la base de test et l'évaluation correspondante du réseau de neurones. Son expression est la suivante :

$$\text{Erreur relative moyenne} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \frac{\hat{y}_i - y_i}{y_i} \quad (11)$$

- L'erreur absolue moyenne

Lorsque les grandeurs évaluées sont petites, l'erreur relative peut tendre à croître notablement et laisser penser que le métamodèle reproduit mal les résultats de la base de test. Pour prévenir cet effet, l'erreur absolue moyenne est aussi quantifiée. Cet estimateur évalue l'écart absolu moyen entre la valeur cible et l'estimation du métamodèle :

$$\text{Erreur absolue moyenne} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n |\hat{y}_i - y_i| \quad (12)$$

Ces trois indicateurs statistiques permettent de déterminer la qualité des réseaux de neurones construits. L'ensemble des performances des réseaux de neurones qui constituent le modèle flexible de RNR est présenté selon le découpage utilisé dans la section 3.2.2.1.4, à savoir les modèles d'irradiation associés à la zone fissile, les modèles d'irradiation associés aux zones fertiles et les modèles d'évaluation des performances du cœur au cours du temps.

#### 3.2.2.4.3.1 Pour la zone fissile

Le Tableau III-3 montre les performances des réseaux de neurones prédisant la teneur en plutonium du combustible frais ainsi que la composition du combustible totalement irradié. Pour rappel, seuls l'uranium, le plutonium, le neptunium, l'américium et le curium sont suivis. La masse des éléments restants est déduite dans COSI par conservation de la masse du lot chargé en cœur. Pour chaque élément effectivement suivi, un réseau de neurones prédit la masse de cet élément dans le combustible irradié, puis différents réseaux de neurones prédisent la fraction des isotopes de cet élément. Ici, la somme des fractions des isotopes d'un élément donné vaut 100.

On observe que tous les coefficients de prédictivité  $Q^2$  sont supérieurs à 0,995 indiquant une excellente capacité des réseaux de neurones à reproduire les résultats de la base de test. Par ailleurs, l'erreur relative moyenne commise sur les masses et les fractions est dans la majorité des cas inférieure à 0,1%. Quelques isotopes, comme l'uranium 234 ou les curium 244, 245 et 246, présentent une erreur relative moyenne supérieure à 1% qui peut atteindre plusieurs dizaines de pourcents. Cela vient du fait que ces isotopes apparaissent dans des quantités infimes, de telle sorte que leur fraction est très faible face aux autres isotopes du même élément. L'erreur absolue moyenne sur la fraction de ces isotopes est inférieure à 1%, ce qui signifie que l'erreur commise en moyenne sur les fractions de ces isotopes est de l'ordre d'un point de pourcentage. Cette précision est tout à fait satisfaisante. Le Tableau III-4, le Tableau III-5 et le Tableau III-6 montrent les performances de réseaux de neurones prédisant l'isotopie du plutonium dans le combustible après 1, 2 ou 3 cycles d'irradiation respectivement. Ces réseaux de neurones seront nécessaires pour le suivi des performances au cours du temps. Leur fonction sera expliquée dans la section 3.5. A nouveau, les erreurs relatives moyennes commises sont au pire de l'ordre du dixième de pourcent, ce qui est satisfaisant.

**Tableau III-3 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fissile après 4 cycles d'irradiation**

Zone fissile 4 cycles d'irradiation	Volume < 2,5 m <sup>3</sup>			Volume > 2,5 m <sup>3</sup>		
	$Q^2$	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne	$Q^2$	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne
Teneur en plutonium	0,999	-0,06	0,19	0,999	-0,03	0,19
Masse initiale de plutonium [kg]	0,999	-0,01	11,8	1	0,01	110
Masse d'uranium en fin d'irradiation [kg]	1	-0,05	21	1	-0,11	269,1
Fraction de <sup>234</sup> U	0,996	<b>-1,58</b>	0	0,998	-0,94	0
Fraction de <sup>235</sup> U	0,999	0,02	0	1	-0,03	0
Fraction de <sup>236</sup> U	0,999	0,01	0	1	0,06	0
Fraction de <sup>238</sup> U	0,994	0	0	0,998	0	0
Masse de plutonium en fin d'irradiation [kg]	1	0,11	9,29	1	0,04	96,94
Fraction de <sup>238</sup> Pu	1	0,06	0,03	0,999	0,07	0,04
Fraction de <sup>239</sup> Pu	1	0,01	0,1	1	-0,04	0,14
Fraction de <sup>240</sup> Pu	1	-0,05	0,1	1	0,01	0,13
Fraction de <sup>241</sup> Pu	1	0,01	0,03	0,999	-0,03	0,04
Fraction de <sup>242</sup> Pu	1	0,16	0,04	1	-0,06	0,05
Masse d'américium en fin d'irradiation [kg]	0,999	-0,84	0,19	1	0,43	1,43
Fraction de <sup>241</sup> Am	1	0,03	0,03	1	-0,03	0,05
Fraction de <sup>242m</sup> Am	0,998	-0,33	0,44	0,998	0,13	0,44
Fraction de <sup>243</sup> Am	0,998	0,29	0,39	0,998	-0,07	0,46
Masse de neptunium en fin d'irradiation [kg]	1	0,04	0,02	0,999	-0,09	0,18
Fraction de <sup>237</sup> Np	0,999	0	0,17	0,999	0	0,16
Fraction de <sup>239</sup> Np	0,999	-0,08	0,16	0,999	0,01	0,15
Masse de curium en fin d'irradiation [kg]	0,999	-0,23	0,1	0,999	0,55	0,86
Fraction de <sup>242</sup> Cm	0,996	-0,23	0,68	0,996	-0,14	0,94
Fraction de <sup>243</sup> Cm	0,996	-0,05	0,06	0,996	-0,12	0,09
Fraction de <sup>244</sup> Cm	0,997	<b>-1,16</b>	0,72	0,996	-0,1	0,87
Fraction de <sup>245</sup> Cm	0,996	<b>-18,38</b>	0,06	0,998	-2,8	0,08
Fraction de <sup>246</sup> Cm	0,996	<b>-88,11</b>	0	0,997	-43,3	0,01



**Tableau III-4 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fissile après 1 cycle d'irradiation**

Zone fissile 1 cycle d'irradiation	Volume < 2,5 m <sup>3</sup>			Volume > 2,5 m <sup>3</sup>		
	Q <sup>2</sup>	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne	Q <sup>2</sup>	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne
Masse de plutonium en fin d'irradiation [kg]	0,999	0,06	11,98	1	0,04	102,12
Fraction de <sup>238</sup> Pu	1	0	0,01	1	-0,15	0,03
Fraction de <sup>239</sup> Pu	1	0,02	0,05	1	-0,03	0,11
Fraction de <sup>240</sup> Pu	1	0,12	0,05	1	0,06	0,11
Fraction de <sup>241</sup> Pu	1	0,13	0,02	1	-0,04	0,03
Fraction de <sup>242</sup> Pu	1	0,19	0,02	1	-0,05	0,03
Fraction de <sup>241</sup> Am	1	0,02	0,02	1	-0,03	0,04

**Tableau III-5 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fissile après 2 cycles d'irradiation**

Zone fissile 2 cycles d'irradiation	Volume < 2,5 m <sup>3</sup>			Volume > 2,5 m <sup>3</sup>		
	Q <sup>2</sup>	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne	Q <sup>2</sup>	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne
Masse de plutonium en fin d'irradiation [kg]	1	0	9,83	1	0,1	90,2
Fraction de <sup>238</sup> Pu	1	0,18	0,02	1	0,1	0,02
Fraction de <sup>239</sup> Pu	1	0,03	0,09	1	-0,05	0,13
Fraction de <sup>240</sup> Pu	1	0,02	0,09	1	-0,02	0,11
Fraction de <sup>241</sup> Pu	1	0,06	0,03	1	0,02	0,03
Fraction de <sup>242</sup> Pu	1	0,2	0,02	1	-0,08	0,04
Fraction de <sup>241</sup> Am	1	-0,06	0,03	1	0,02	0,04

**Tableau III-6 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fissile après 3 cycles d'irradiation**

Zone fissile 3 cycles d'irradiation	Volume < 2,5 m <sup>3</sup>			Volume > 2,5 m <sup>3</sup>		
	Q <sup>2</sup>	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne	Q <sup>2</sup>	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne
Masse de plutonium en fin d'irradiation [kg]	0,999	0,06	11,12	1	0,08	102,36
Fraction de <sup>238</sup> Pu	1	-0,04	0,02	1	0,07	0,03
Fraction de <sup>239</sup> Pu	1	0,02	0,08	1	0	0,11
Fraction de <sup>240</sup> Pu	1	0,03	0,09	1	-0,06	0,13
Fraction de <sup>241</sup> Pu	1	-0,02	0,03	1	-0,03	0,04
Fraction de <sup>242</sup> Pu	1	0,12	0,03	1	0	0,04
Fraction de <sup>241</sup> Am	1	-0,02	0,03	1	0,02	0,04

3.2.2.4.3.2 Pour les fertiles

Le Tableau III-7 et le Tableau III-8 présentent respectivement les performances des réseaux de neurones dédiés à l'irradiation des zones fertiles axiales et radiale. Au regard des valeurs de  $Q^2$ , des erreurs relatives moyennes et des erreurs absolues moyennes, les performances de ces métamodèles sont satisfaisantes.

**Tableau III-7 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans les zones fertiles axiales après 4 cycles d'irradiation**

Zones fertiles axiales 4 cycles d'irradiation	Volume < 2,5 m <sup>3</sup>			Volume > 2,5 m <sup>3</sup>		
	$Q^2$	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne	$Q^2$	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne
Masse d'uranium en fin d'irradiation [kg]	1	-0,14	13,47	1	0,13	106,53
Fraction de <sup>234</sup> U	0,998	0,22	0	0,993	0,07	0
Fraction de <sup>235</sup> U	0,999	0,01	0	0,999	0,04	0
Fraction de <sup>236</sup> U	0,999	-0,08	0	0,999	-0,15	0
Fraction de <sup>238</sup> U	0,999	0	0	0,999	0	0
Masse de plutonium en fin d'irradiation [kg]	0,999	-0,34	1,14	0,999	0,05	6,22
Fraction de <sup>238</sup> Pu	0,999	0,01	0	0,997	0,17	0
Fraction de <sup>239</sup> Pu	0,999	0	0,05	0,998	0,01	0,08
Fraction de <sup>240</sup> Pu	0,999	-0,12	0,05	0,998	-0,06	0,07
Fraction de <sup>241</sup> Pu	0,995	-0,9	0,01	0,993	-1,89	0,01
Fraction de <sup>242</sup> Pu	0,987	-0,88	0	0,984	-22,1	0
Fraction de <sup>241</sup> Am	0,996	-3,21	0	0,991	-2,78	0

**Tableau III-8 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des matières dans la zone fertile radiale après 4 cycles d'irradiation**

Zone fertile radiale 4 cycles d'irradiation	Volume < 2,5 m <sup>3</sup>			Volume > 2,5 m <sup>3</sup>		
	$Q^2$	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne	$Q^2$	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne
Masse d'uranium en fin d'irradiation [kg]	1	-2,06	16,73	1	3,72	49,79
Fraction de <sup>234</sup> U	0,999	0	0	0,999	-0,11	0
Fraction de <sup>235</sup> U	1	0	0	0,999	-0,01	0
Fraction de <sup>236</sup> U	0,999	-0,03	0	0,999	0,1	0
Fraction de <sup>238</sup> U	0,999	0	0	0,999	0	0
Masse de plutonium en fin d'irradiation [kg]	0,999	-1,45	0,8	1	-5,94	2,81
Fraction de <sup>238</sup> Pu	0,999	-0,11	0	0,999	-0,09	0
Fraction de <sup>239</sup> Pu	0,999	0	0,03	0,999	0	0,04
Fraction de <sup>240</sup> Pu	0,999	-0,11	0,03	0,999	0,03	0,04
Fraction de <sup>241</sup> Pu	0,996	-1,88	0	0,997	0,64	0,01
Fraction de <sup>242</sup> Pu	0,982	-5,04	0	0,997	4,64	0
Fraction de <sup>241</sup> Am	0,993	-2,34	0	0,998	-0,41	0

3.2.2.4.3.3 Pour les performances

Le Tableau III-9 montre les performances des réseaux de neurones prédisant les performances du cœur au cours du temps. Les indicateurs statistiques sont satisfaisants dans l'ensemble.

**Tableau III-9 : Performances des réseaux de neurones pour le suivi des performances du cœur**

Performances	Volume < 2,5 m <sup>3</sup>			Volume > 2,5 m <sup>3</sup>		
	Q <sup>2</sup>	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne	Q <sup>2</sup>	Erreur relative moyenne [%]	Erreur absolue moyenne
Puissance volumique maximale (Pvolmax) [W/cm <sup>3</sup> ]	0,999	0,04	1,4	0,999	-0,13	2,41
Taux de combustion moyen du cœur (TCT moyen) [MWj/t]	0,999	0,06	264,33	1	-0,02	266,28
Domage maximal sur la gaine (DPA max) [DPA]	1	-0,01	0,43	0,999	-0,05	0,72
Gain de régénération (GR)	0,999	-0,38	0,004	0,999	6,09	0,003
Coefficient de vidange [\$]	0,999	0,11	0,019	0,999	-0,01	0,019
Coefficient Doppler [\$]	0,999	0,04	0,003	0,999	0	0,005

3.3 DEFINITION DU PARC CIBLE

A présent que nous disposons d'un modèle flexible de RNR, intéressons-nous à la composition du parc cible. Comme expliqué dans la section 2.2.2, deux types de parc sont étudiés dans ce manuscrit : les parcs 100% RNR et les parcs REP-RNR. Pour le cas d'un parc REP-RNR, le nombre de chaque réacteur à déployer doit être choisi par l'utilisateur, COSI ne disposant pas de module d'aide à la construction d'un parc. L'utilisateur peut par exemple décider de déployer toujours le même nombre de RNR ou toujours la même fraction de RNR peu importe le cœur considéré. Ce type de choix arbitraire ne préjuge alors en rien des services rendus par le parc final. Il semble plus intéressant de définir une fonction pour le parc cible.

On choisit ici de restreindre l'espace des parcs finaux possibles à ceux qui, à l'équilibre, permettent la stabilisation de l'inventaire en plutonium. La justification de ce choix est multiple. Tout d'abord, un parc dont l'inventaire en plutonium est stabilisé est un parc qui génère suffisamment de plutonium pour faire fonctionner les RNR. En effet, un inventaire de plutonium constant dans le temps ne peut que résulter d'une égalité entre la production du plutonium et sa consommation. Par ailleurs, la stabilisation de l'inventaire en plutonium est un objectif nécessaire à la mise en place d'une production électronucléaire responsable dans la mesure où le plutonium est le contributeur majoritaire à la radiotoxicité à long terme des déchets nucléaires.

Il n'est pas trivial de trouver a priori une répartition entre REP et RNR qui assure la stabilisation de l'inventaire en plutonium. En se limitant à l'utilisation de COSI, il faudrait réaliser plusieurs calculs avec différentes compositions de parc jusqu'à en trouver une qui stabilise effectivement l'inventaire en plutonium, et ce, pour chaque configuration de RNR. Il semble donc nécessaire de disposer d'un outil dédié à la recherche de composition de parc permettant de stabiliser l'inventaire en plutonium. La

section 3.3.1 présente une méthodologie d'étude de parc à l'équilibre et la section 3.3.2 la mise en place d'un outil qui applique ladite méthodologie.

### 3.3.1 Objectif du parc : stabilisation de l'inventaire en plutonium

Il existe une méthodologie permettant de trouver des parcs qui stabilisent l'inventaire en plutonium [69]. Dans cet article, il est montré que si dans un parc il y a égalité entre la consommation et la production annuelle de plutonium, et que l'isotopie du plutonium a convergé, alors on peut considérer que le parc est à l'équilibre du point de vue du plutonium. Au lieu de suivre les isotopes du plutonium un à un, les auteurs ont recours à un estimateur synthétique, la qualité du plutonium, notée  $g$ , qui se définit comme suit :

$$g = \frac{m(^{239}\text{Pu}) + m(^{241}\text{Pu})}{\sum_{i=238}^{242} m(^i\text{Pu}) + m(^{241}\text{Am})} \quad (13)$$

La convergence de la qualité du plutonium est jugée suffisante par rapport à la convergence de la masse de chaque isotope du plutonium, réduisant ainsi le nombre d'équations à résoudre. La mise en équations de la stabilisation du plutonium est effectuée sous l'hypothèse que la consommation et la production annuelle en plutonium, notées respectivement  $m_e$  et  $m_s$ , ainsi que la qualité du plutonium issu des combustibles irradiés  $G$  dépendent linéairement de la qualité du plutonium présent dans le combustible neuf, au moins au premier ordre. A noter que  $m_s$  et  $G$  sont calculés après la prise en compte d'un temps de refroidissement et de vieillissement, par défaut fixés à 5 et 2 ans.

La validité de l'hypothèse de linéarité est illustrée sur la Figure III-10 dans le cas d'un RNR de puissance 3600 MWth, de puissance volumique 200 W/cm<sup>3</sup>, de fraction combustible 40%, de temps de séjour 1500 JEPP et sans couverture fertile. Pour des qualités allant de 40% à 80%, l'hypothèse de linéarité est vérifiée.

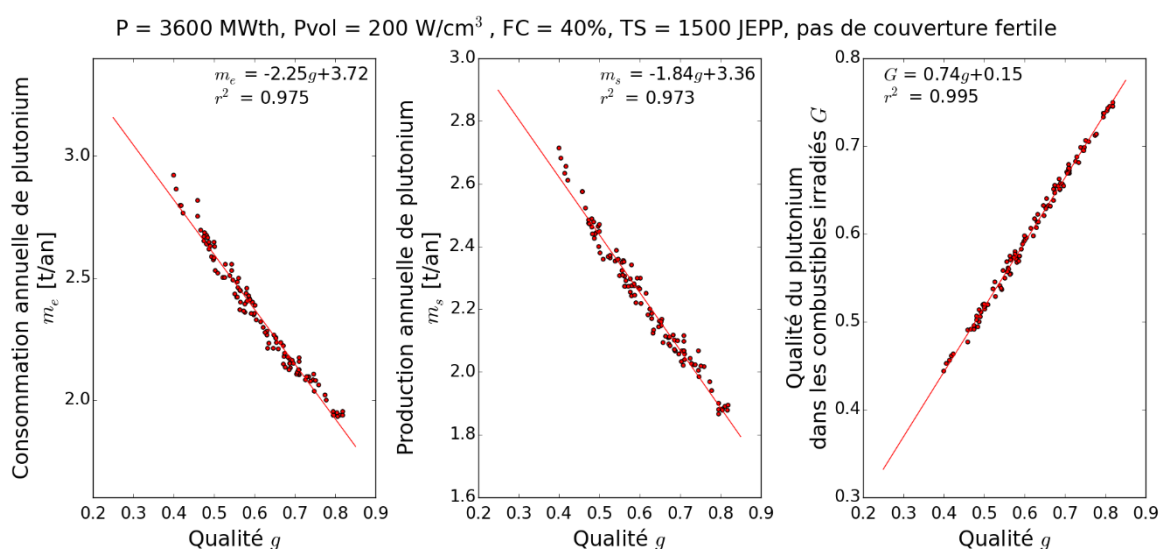


Figure III-10 : Dépendance linéaire de la consommation et production annuelle de plutonium, et de la qualité du plutonium dans les combustibles irradiés pour un RNR de puissance 3600 MWth, de puissance volumique 200 W/cm<sup>3</sup>, de fraction combustible 40%, de temps de séjour 1500 JEPP et sans couverture fertile

Sous cette hypothèse, il est possible d'écrire les équations d'équilibre. Celles-ci dépendent du parc et de la stratégie de retraitement considérée. Dans le but d'automatiser la définition et la résolution des équations d'équilibre pour différents parcs et stratégies de retraitement, un outil a été développé et est présenté dans la partie suivante.

### 3.3.2 Outil de résolution PuMBa

L'outil PuMBa (Plutonium Mass BALancing) a pour fonction de poser les équations d'équilibre en fonction des hypothèses choisies par l'utilisateur (réacteurs considérés dans le parc, stratégie de retraitement) et de les résoudre à l'aide de la fonction root du module SciPy [90]. PuMBa trouve alors une composition de parc et un paramétrage de retraitement qui donne lieu à un équilibre du point de vue du plutonium. PuMBa est capable de modéliser trois types de stratégies de retraitement : le retraitement joint, le retraitement partiellement séparé et le retraitement finement séparé. On présente dans la suite un schéma de principe et les équations génériques associées à chacune de ces stratégies de retraitement. Puis, la logique de fonctionnement générale de PuMBa est détaillée.

#### 3.3.2.1 Les stratégies de retraitement modélisées

##### 3.3.2.1.1 Le retraitement joint

La stratégie dit du « retraitement joint » est la plus simple des stratégies de retraitement disponibles. Comme le montre la Figure III-11, elle considère que tous les combustibles usés sont retraités par une unique ligne de retraitement qui fournit un unique plutonium utilisé par tous les réacteurs du parc.

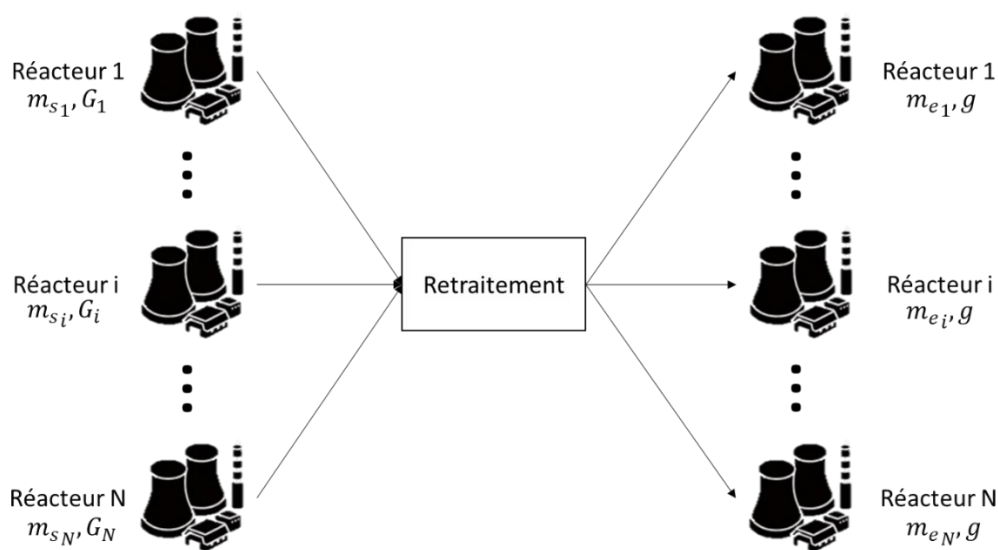


Figure III-11 : Schéma de principe du retraitement joint

Dans ce cas, l'équilibre du plutonium est régi par les équations (14) et (15) :

$$\sum_{R \in \{\text{réacteurs}\}} f_R m_{e_R} = \sum_{R \in \{\text{réacteurs}\}} f_R m_{s_R} \quad (14)$$

$$g = \frac{\sum_{R \in \{\text{réacteurs}\}} f_R m_{s_R} G_R}{\sum_{R \in \{\text{réacteurs}\}} f_R m_{s_R}} \quad (15)$$

Où :

$f_R$  : Fraction en nombre de réacteurs du réacteur  $R$

$m_{eR}$  : Consommation annuelle de plutonium du réacteur  $R$  [t/an]

$m_{sR}$  : Production annuelle de plutonium du réacteur  $R$  [t/an]

$G_R$  : Qualité du plutonium en sortie du réacteur  $R$

$g$  : Qualité du plutonium fourni par l'usine de retraitement

Enfin, il faut toujours que la somme des fractions en nombre de réacteurs soit égale à 1 :

$$\sum_{R \in \{\text{réacteurs}\}} f_R = 1 \quad (16)$$

### 3.3.2.1.2 Le retraitement partiellement séparé

La stratégie dite du « retraitement partiellement séparé » considère qu'un parc peut être doté de plusieurs lignes de retraitement. De cette façon, il est possible de répartir le plutonium entre les différents réacteurs de façon plus précise. Par exemple, dans le cas d'un parc mixte REP MOX – RNR, le plutonium de bonne qualité est réservé aux REP MOX afin d'assurer un coefficient de vidange favorable dans ces réacteurs, tandis que le RNR est approvisionné avec du plutonium de moins bonne qualité. Le schéma de principe de cette stratégie de retraitement est montré en Figure III-12.

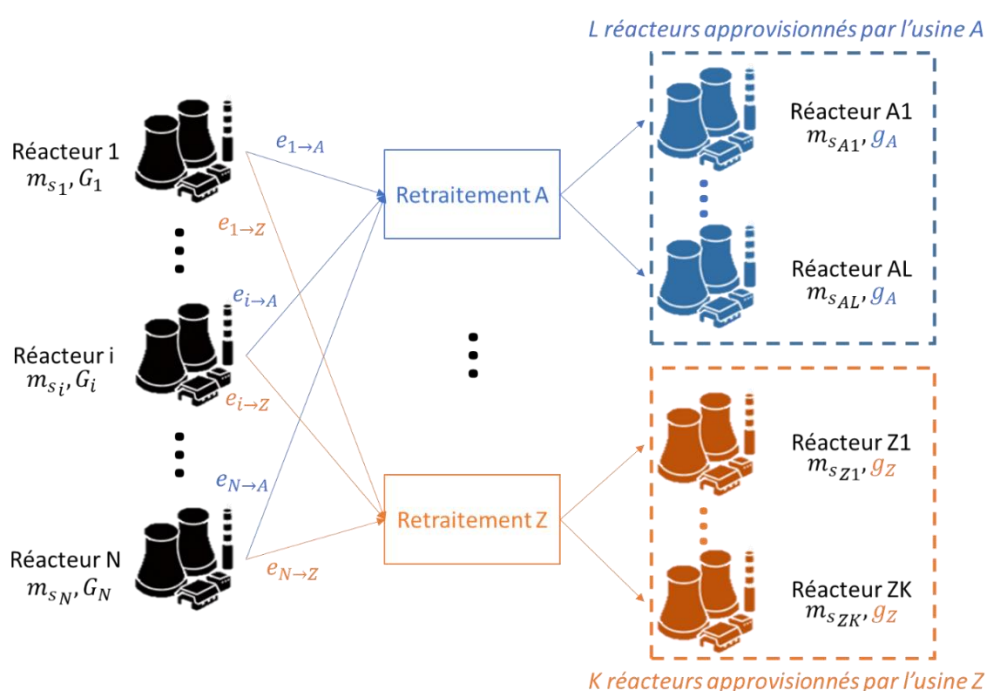


Figure III-12 : Schéma de principe du retraitement partiellement séparé

De nouvelles variables sont nécessaires pour décrire l'équilibre. Tout d'abord, il faut une variable de qualité  $g_X$  pour chaque ligne de retraitement présente dans le parc, là où une unique qualité  $g$  est disponible pour le retraitement joint. Ensuite, des variables de répartition  $e_{R \rightarrow X}$  sont définies et représentent la fraction du plutonium produit par le réacteur  $R$  qui est envoyé dans la ligne de retraitement  $X$ . Chaque type de réacteur se voit donc affecté d'autant de variables  $e_{R \rightarrow X}$  qu'il y a de lignes de retraitement, ce qui rend plus complexe la résolution des équations d'équilibre.

Pour chaque ligne de retraitement  $X$ , les équations suivantes doivent se vérifier :

$$\sum_{\Gamma \in \{\text{réacteurs approvisionnés par } X\}} f_{\Gamma} m_{e_{\Gamma}} = \sum_{R \in \{\text{réacteurs}\}} f_R e_{R \rightarrow X} m_{s_R} \quad (17)$$

$$g_X = \frac{\sum_{R \in \{\text{réacteurs}\}} f_R e_{R \rightarrow X} m_{s_R} G_R}{\sum_{R \in \{\text{réacteurs}\}} f_R e_{R \rightarrow X} m_{s_R}} \quad (18)$$

$$\forall R \in \{\text{réacteurs}\}, \quad \sum_{X \in \{\text{lignes de retraitement}\}} e_{R \rightarrow X} = 1 \quad (19)$$

Où :

$f_R$  : Fraction en nombre de réacteurs du réacteur  $R$

$m_{e_R}$  : Consommation annuelle de plutonium du réacteur  $R$  [t/an]

$m_{s_R}$  : Production annuelle de plutonium du réacteur  $R$  [t/an]

$G_R$  : Qualité du plutonium en sortie du réacteur  $R$

$g_X$  : Qualité du plutonium fourni par l'usine de retraitement  $X$

$e_{R \rightarrow X}$  : Fraction du plutonium produit par le réacteur  $R$  destiné à la ligne de retraitement  $X$

L'équation (16) sur les fractions en nombre de réacteurs  $f_R$  reste valide ici.

### 3.3.2.1.3 Le retraitement finement séparé

La stratégie dite du « retraitement finement séparé » est identique à la stratégie de retraitement partiellement séparé sauf pour la modélisation du RNR. En effet, pour les deux premières stratégies présentées, il est supposé que le plutonium issu de la zone fissile du RNR est mélangé à celui issu des couvertures fertiles, ne formant ainsi qu'un unique plutonium en sortie de cœur, dont le flux massique annuel vaut  $m_{s_{RNR}}$  et la qualité  $G_{RNR}$ . Or, le plutonium présent dans les couvertures fertiles en fin d'irradiation a une qualité extrêmement élevée, au moins supérieure à 90%, tandis que la qualité du plutonium disponible dans le combustible irradié peut être amenée à varier selon le RNR considéré et

la composition du combustible neuf. Il semble donc pertinent d'être capable de trier finement le plutonium disponible en fonction de sa qualité isotopique.

La différence de modélisation du RNR entre les deux premières stratégies de retraitement et le retraitement finement séparé est montré en Figure III-13. Du point de vue des équations, la séparation fine du plutonium dans les RNR revient à modéliser un RNR comme un ensemble de deux réacteurs, un réacteur fissile et un réacteur fertile. Le réacteur fissile a une consommation annuelle de plutonium valant  $m_{e_{RNR}}$  tandis que le réacteur fertile n'a pas de consommation, dans la mesure où il ne reçoit pas de masse de plutonium en entrée. Après irradiation, chaque réacteur a sa propre production annuelle de plutonium, notées  $m_{s_{fissile}}$  et  $m_{s_{fertile}}$ . La qualité du plutonium produit est alors notée respectivement  $G_{fissile}$  et  $G_{fertile}$ . Dans la mesure où le réacteur fissile et le réacteur fertile sont en réalité un seul et même réacteur, ils partagent tous deux la même fraction  $f_{RNR}$  dans les équations.

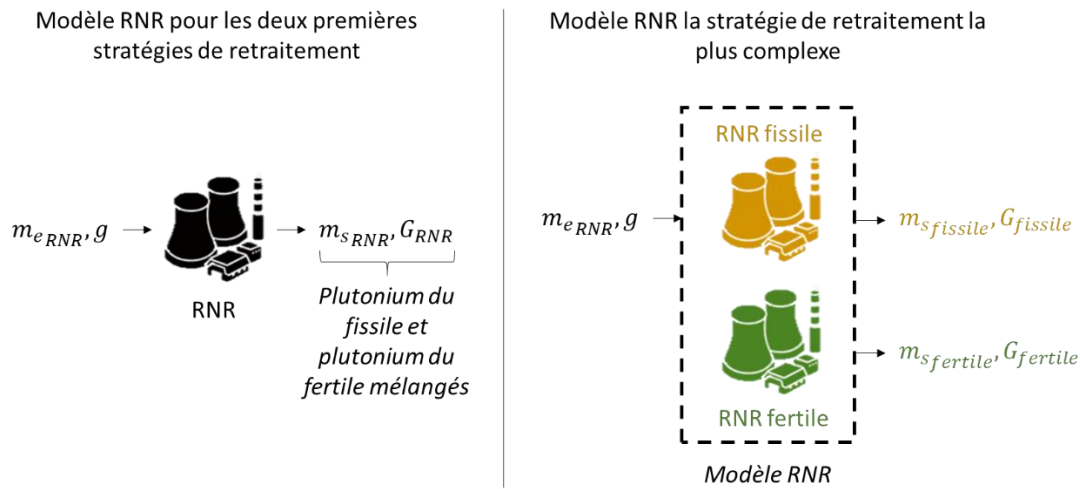


Figure III-13 : Modélisation du RNR selon la stratégie de retraitement

Pour cette stratégie de retraitement, il faut modifier légèrement les équations (17) et (18) vues précédemment :

$$\sum_{\Gamma \in \{\text{réacteurs approvisionnés par } X\}} f_{\Gamma} m_{e_{\Gamma}} = \sum_{R \in \{\text{réacteurs-RNR}\}} f_R e_{R \rightarrow \Gamma} m_{s_R} + \sum_{R \in \{\text{RNR}\}} \sum_{z \in \{\text{fissile, fertile}\}} f_R (e_{R \rightarrow \Gamma})_z (m_{s_R})_z \quad (20)$$

$$g_X = \frac{\sum_{R \in \{\text{REP}\}} f_R e_{R \rightarrow X} m_{s_R} G_R + \sum_{R \in \{\text{RNR}\}} \sum_{z \in \{\text{fissile, fertile}\}} f_R (e_{R \rightarrow X})_z (m_{s_R} G_R)_z}{\sum_{R \in \{\text{REP}\}} f_R e_{R \rightarrow X} m_{s_R} + \sum_{R \in \{\text{RNR}\}} \sum_{z \in \{\text{fissile, fertile}\}} f_R (e_{R \rightarrow X})_z (m_{s_R})_z} \quad (21)$$

Les équations (16) et (19) sur les fractions en nombre de réacteurs  $f_R$  et les variables de répartition  $e_{R \rightarrow X}$  restent valides ici.

Cette dernière stratégie de retraitement soulève des questions du point de vue de la prolifération. En effet, un stock de plutonium séparé de très bonne qualité pourrait être détourné à des fins



malveillantes. Certaines propositions ont été faites pour endiguer ce risque [91]. Le cadre de la présente étude se limite à l'intérêt de la séparation fine du plutonium pour le cycle.

### 3.3.2.2 Fonctionnement de PuMBa

#### 3.3.2.2.1 Fonctionnement général

Le diagramme logique de l'outil de résolution PuMBa est montré Figure III-14. En premier lieu, l'utilisateur doit fournir à PuMBa un jeu de données contenant les informations requises pour générer les équations d'équilibre : les réacteurs constituant le parc d'étude, la stratégie de retraitement, les constantes du problème, les inconnues du problème ainsi que leur domaine de définition. Concernant les coefficients de régression linéaire pour les différents réacteurs du parc, une fonction dédiée a été implémentée pour les RNR afin d'intégrer les modèles flexibles. Cette fonction est présentée dans la partie 3.3.2.2.2.

A partir de ce jeu de données, PuMBa construit le système d'équations à résoudre. Ensuite, pour les inconnues du problème, un échantillonnage de type LHS est réalisé sur le domaine de définition choisi par l'utilisateur. Cet échantillonnage sert à fournir des valeurs initiales au solveur root du package SciPy utilisé par PuMBa. Par défaut, la taille de l'échantillonnage est fixée à 500, qui constitue un bon compromis entre temps de calcul et convergence. Pour la phase de résolution, PuMBa appelle le solveur en lui donnant en entrée la liste des variables avec leurs valeurs initiales et la liste des équations. Le solveur essaye alors de résoudre le système d'équations avec la première liste de valeurs initiales pour les inconnues. Deux cas de figure peuvent se produire :

- Le solveur trouve une liste solution du système d'équation, et chaque élément de cette liste correspond au domaine de définition fourni par l'utilisateur. Dans ce cas, le calcul s'arrête et PuMBa renvoie la solution sous forme d'un dictionnaire.
- Le solveur ne converge pas avec la liste de valeurs initiales ou renvoie une liste solution qui sort du domaine de définition indiqué. Dans ce cas, une nouvelle liste de valeurs initiales est essayée. Si aucune valeur de l'échantillonnage ne mène à une solution, un message d'erreur est renvoyé.

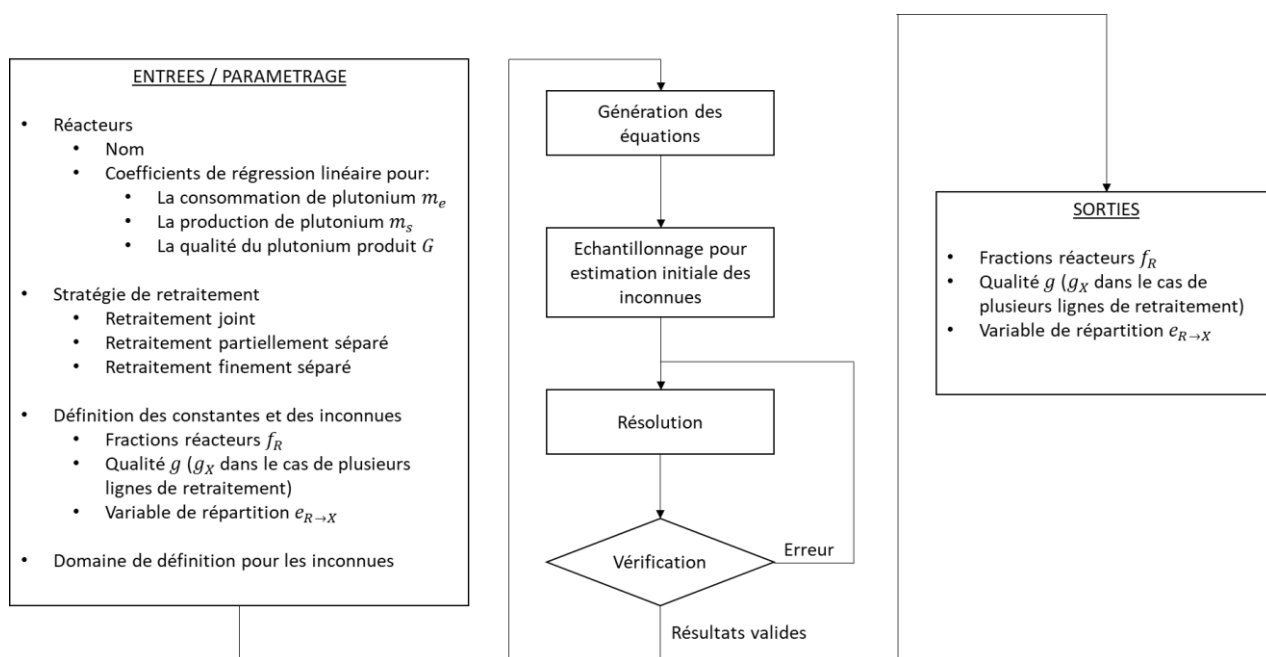


Figure III-14 : Logique de fonctionnement de PuMBa

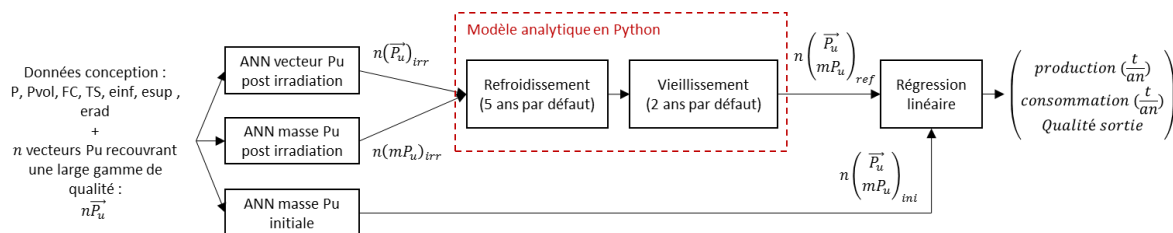
A priori, rien ne garantit qu'une solution existe pour le problème défini par l'utilisateur. Le système d'équations à résoudre est polynomial, au maximum du second degré, par l'apparition de termes en  $g^2$  qui viennent de la modélisation linéaire des termes de consommation, production et de la qualité du plutonium de sortie en fonction de  $g$ . Pour ce genre de systèmes d'équations, il n'existe pas nécessairement de solutions dans le domaine des nombres réels, et a fortiori, sur le domaine de définition donné par l'utilisateur. Physiquement, l'absence de solution signifie qu'aucun parc ne peut stabiliser l'inventaire en plutonium à partir des hypothèses de l'utilisateur. C'est donc à l'utilisateur de revoir ses hypothèses s'il veut trouver un parc qui stabilise l'inventaire en plutonium.

A contrario, lorsque PuMBa trouve une solution, rien ne garantit non plus que cela soit la seule. Dans ce cas, il peut s'avérer intéressant de choisir la solution qui répond le mieux à des objectifs auxiliaires, comme la minimisation de la fraction d'un réacteur ou la maximisation de la qualité du plutonium d'une ligne de retraitement donnée. Pour cela, PuMBa peut fonctionner de telle sorte à trouver la meilleure solution selon un critère simple de maximisation ou de minimisation d'une des variables d'entrée, appelée variable cible. Au lieu de s'arrêter à la première solution trouvée, PuMBa va tester toutes les valeurs issues de l'échantillonnage. Lorsqu'une solution est trouvée, il la garde en mémoire puis la compare à la suivante. Il conserve alors celle des deux qui maximise ou minimise la variable cible. L'échantillonnage de type LHS est ici essentiel dans la mesure où il assure une bonne couverture du domaine de définition.

#### *3.3.2.2 Fonction d'évaluation des modèles linéaires*

Dans le jeu de données de PuMBa, l'utilisateur doit renseigner les coefficients des modèles linéaires de la consommation et de la production de plutonium des différents réacteurs d'étude ainsi que la qualité du plutonium après irradiation, refroidissement et vieillissement, en fonction de la qualité du plutonium utilisé pour fabriquer le combustible neuf. Ces données sont constantes pour les REP car leur conception est considérée ici comme invariante. Cette hypothèse est forte car le taux de combustion a un impact majeur sur le bilan matière. La prise en compte de modèle de REP variable est tout à fait compatible avec le fonctionnement de PuMBa, et se concrétiserait par la modification des modèles linéaires associés aux REP, de la même manière qu'ils sont actualisés pour les RNR.

Dans le cas du RNR, l'utilisation d'un modèle flexible permettant un changement du cœur à chaque calcul oblige la mise en place d'une méthode automatique pour l'évaluation des modèles linéaires nécessaires. Cette méthode est présentée en Figure III-15. Elle fait appel aux métamodèles d'irradiation (ou ANN) présentés précédemment ainsi qu'à un modèle de refroidissement et vieillissement analytique simple. Cette méthode prend en entrée les paramètres de conception du RNR et un ensemble de vecteurs plutonium recouvrant une large gamme de qualités différentes. Pour chaque vecteur plutonium, les ANN fournissent les masses initiale et finale de plutonium dans le cœur, ainsi que la composition isotopique du plutonium en fin d'irradiation.



**Figure III-15 : Méthode de calcul des coefficients de régression linéaire pour la consommation et la production de plutonium, et la qualité du plutonium de sortie en fonction de la qualité d'entrée du plutonium pour les RNR**

Ces informations sont passées au modèle analytique de refroidissement. Pour les isotopes 238 à 242 du plutonium et pour l'américium 241, un calcul analytique de décroissance est effectué pendant la durée choisie du refroidissement (5 ans par défaut, en accord avec l'état de l'art). Puis, la masse d'américium est mise à zéro pour modéliser la séparation du plutonium lors de la phase de retraitement du combustible. Enfin, un nouveau calcul de décroissance est réalisé pendant la durée choisie de vieillissement (2 ans par défaut) afin de représenter la durée entre l'extraction du plutonium du combustible irradié et le chargement du combustible neuf en cœur. Les valeurs de demi-vies prises pour le calcul analytique sont disponibles dans le Tableau III-10 et proviennent de la base de données [92].

**Tableau III-10 : Demi-vies utilisées dans le modèle analytique de décroissance**

Isotope	Demi-vie [an]
<sup>238</sup> Pu	87,7
<sup>239</sup> Pu	24110
<sup>240</sup> Pu	6561
<sup>241</sup> Pu	14,329
<sup>242</sup> Pu	375000
<sup>241</sup> Am	432,6

### 3.4 CALCUL DYNAMIQUE : COSI

#### 3.4.1 COSI7 vs COSI6

##### 3.4.1.1 Avantages

La nouvelle version disponible de COSI, COSI7, présente plusieurs améliorations par rapport à son prédécesseur COSI6. Parmi celles-ci, la plus notable pour ce travail de thèse se dénomme « couplage générique ». Le couplage générique donne la possibilité à l'utilisateur d'utiliser n'importe quel code de calcul d'évolution dans COSI. COSI6 a été construit en obligeant l'utilisation de CESAR comme code d'évolution. Un couplage avec ERANOS [77] ou avec des métamodèles de CESAR générés à l'aide d'URANIE [50], [63] a été implémenté par le passé. En revanche, ces implémentations sont peu flexibles. En particulier, les métamodèles utilisables dans COSI6 pour réaliser les calculs d'irradiation doivent obligatoirement avoir été générés avec une version précise d'URANIE et recevoir les mêmes entrées que CESAR, à savoir l'isotopie du combustible neuf et le taux de combustion cible. En raison de cette rigidité vis-à-vis du modèle d'irradiation, l'utilisation de COSI6 pour ce travail de thèse aurait probablement été beaucoup plus laborieuse et demandé un temps non négligeable.

COSI7 pour sa part donne la possibilité d'externaliser le calcul d'irradiation de manière simple à l'aide de la fonction de couplage générique. Si cette option est choisie, pour chaque calcul d'irradiation, COSI7 génère un fichier contenant la composition massique de la matière à irradier et exécute un script modifiable par l'utilisateur. Ce script décrit le processus d'appel au code d'irradiation externe. Une fois le calcul d'irradiation effectué, la composition massique de la matière irradiée doit être écrite dans un fichier pouvant être lu par COSI7.

### 3.4.1.2 Limites / risques

L'utilisation d'un code récent comporte toutefois un certains nombres de risques et peut provoquer des erreurs ou des bugs. Au moment des calculs réalisés, trois limitations ont été rencontrées. La première concerne la durée de simulation. Pour des calculs dépassant 150 ans avec un grand nombre de réacteurs simulés (plus d'une centaine au total), une erreur de mémoire survient de façon systématique. Pour cette raison, la temporalité a dû être limitée pour assurer la terminaison du calcul et l'obtention de résultats. L'origine de cette erreur n'a pas été identifiée.

La deuxième limitation concerne les modèles d'irradiation et le calcul du refroidissement des matières. COSI7 permet de choisir différents modèles d'irradiation selon le combustible. Dans ce travail, il a été par exemple possible d'avoir recours au couplage générique pour l'irradiation du combustible RNR et d'utiliser le code d'évolution CESAR pour les REP. Néanmoins, l'utilisation simultanée du couplage générique pour le RNR et de réseaux de neurones pour les REP mène à une erreur empêchant le lancement de la simulation. L'impossibilité d'utiliser des réseaux de neurones pour les calculs d'irradiation en REP a provoqué un allongement du temps de calcul.

Enfin, COSI7 propose trois voies pour les calculs de refroidissement : le calcul par CESAR, le calcul par un modèle analytique simplifié ou le calcul par le couplage générique en faisant appel à un script externe à COSI7. L'utilisation de CESAR pour le calcul de refroidissement est plus lente que le calcul analytique, et en général plus lente que l'utilisation d'un script externe. Malheureusement, seule l'utilisation de CESAR permet le bon déroulement du calcul de refroidissement, ajoutant ainsi un ralentissement supplémentaire au calcul.

Ces problèmes informatiques ont été remontés à l'équipe de conception du code COSI7 et sont en phase de modification.

### 3.4.2 Données nécessaires pour le calcul de scénario

Parmi les données demandées par COSI7 pour lancer une simulation, certaines dépendent fortement de la conception du cœur. Or la conception du RNR est amenée à changer entre chaque simulation, il est donc nécessaire d'effectuer des calculs en amont de la simulation. Les données variables entre chaque simulation qui requièrent un calcul préalable sont la masse du lot chargé dans le RNR à chaque cycle, le taux de combustion moyen des combustibles et le modèle d'équivalence utilisé pour générer le combustible neuf.

La masse des lots chargés en cœur se calcule à partir de la masse totale du cœur et du fractionnement. Dans le cas présent, tous les RNR fonctionnent en gestion par quart. La masse totale du cœur s'obtient à partir des réseaux de neurones qui prédisent la masse de plutonium et d'uranium dans les zones fissiles et fertiles du cœur. Ces réseaux de neurones prennent en entrée un vecteur Pu. Or la masse de la zone fissile et la masse de la zone fertile ne dépendent pas du vecteur Pu. On peut donc renseigner un vecteur Pu quelconque aux réseaux de neurones pour obtenir la masse des différentes zones du cœur et ainsi en déduire la masse des lots chargés en cœur.

Le taux de combustion s'obtient à l'aide d'un ANN dédié, qui prend en entrée les paramètres de conception RNR et un vecteur Pu. Sachant que ce taux de combustion sera constant tout au long du

calcul de scénario, il est important de s'assurer qu'il varie peu avec l'isotopie du plutonium. Environ 600 cœurs RNR et 100 vecteurs plutonium sont échantillonnés sur le domaine de définition du modèle flexible. Le taux de combustion moyen en fin d'irradiation est obtenu pour chaque paire (cœur, vecteur plutonium) de l'échantillonnage à l'aide du modèle flexible. Pour chaque cœur, la moyenne des taux de combustion est calculée, puis l'écart relatif des taux de combustion à la moyenne des taux de combustion est évalué. Le résultat est montré Figure III-16. On observe que pour différents cœurs, l'erreur commise en considérant un taux de combustion moyenné est au plus de 3% par rapport à la valeur du taux de combustion calculée pour un vecteur plutonium précis. Cette erreur semble raisonnable, ce qui nous permet de considérer que le taux de combustion ne dépend pas du vecteur plutonium au premier ordre.

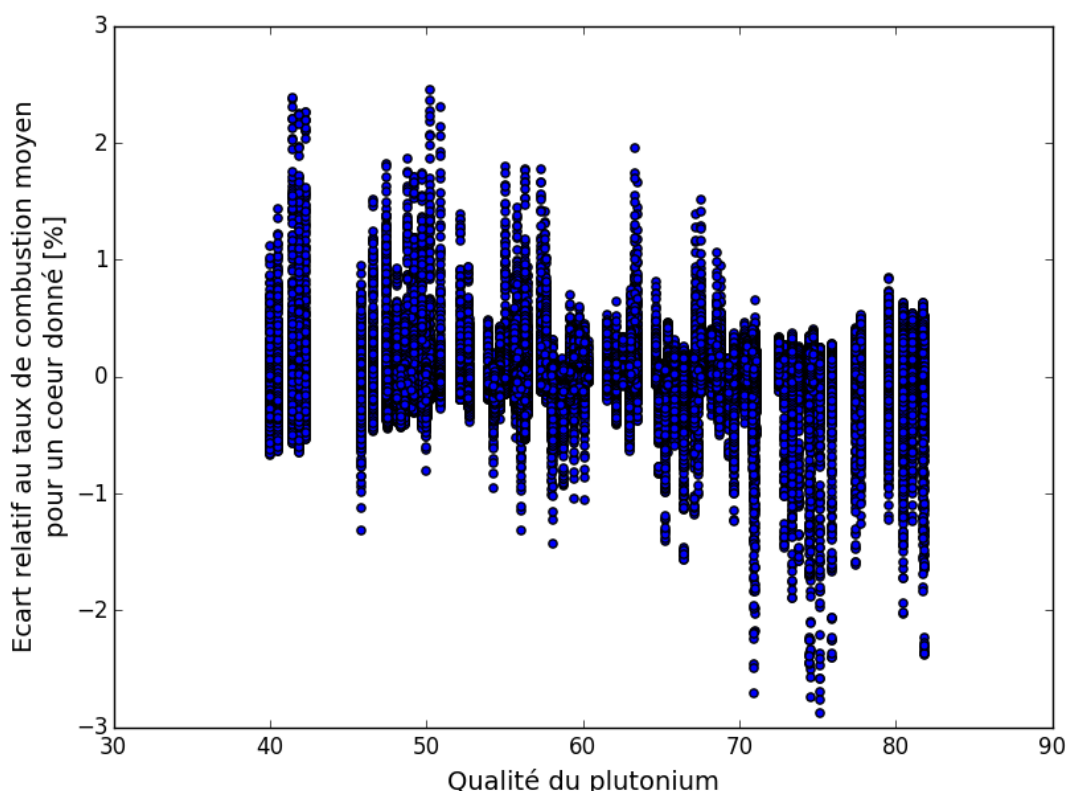


Figure III-16 : Ecart du taux de combustion en fin d'irradiation pour un vecteur plutonium donné par rapport au taux de combustion moyenné pour différents cœurs en fonction de la qualité du plutonium utilisé dans le combustible neuf

En revanche, le cas du modèle d'équivalence est plus complexe. COSI7 permet l'utilisation d'un réseau de neurones comme modèle d'équivalence pour déterminer la teneur en plutonium dans le combustible RNR. Les entrées possibles dudit réseau de neurones sont l'isotopie du plutonium (avec l' $^{241}\text{Am}$ ) et le taux de combustion cible. Le réseau de neurones construit pour prédire la teneur en plutonium dans le cas d'une conception adaptative de RNR ne peut donc pas être donné à COSI7 en l'état car il demande un trop grand nombre d'entrées (isotopie du plutonium et paramètres généraux de conception). Une macro dédiée a été produite par l'équipe URANIE qui permet de contourner ce problème. A chaque nouvelle exécution de cet outil, la macro extrait du réseau de neurones général un réseau de neurones local lié à la conception RNR étudiée et qui peut être utilisé par COSI7 comme modèle d'équivalence. En d'autres termes, dans le cas d'une succession de calculs COSI7 faisant appel à différentes conceptions RNR, la macro va générer autant de réseaux de neurones qu'il y a de conceptions RNR. La Figure III-17 résume le cas du modèle d'équivalence. Il convient de noter que le

temps d'exécution de cette macro est de l'ordre de la seconde et n'allonge donc pas le temps de calcul d'une trajectoire qui est de l'ordre de la dizaine de minutes.

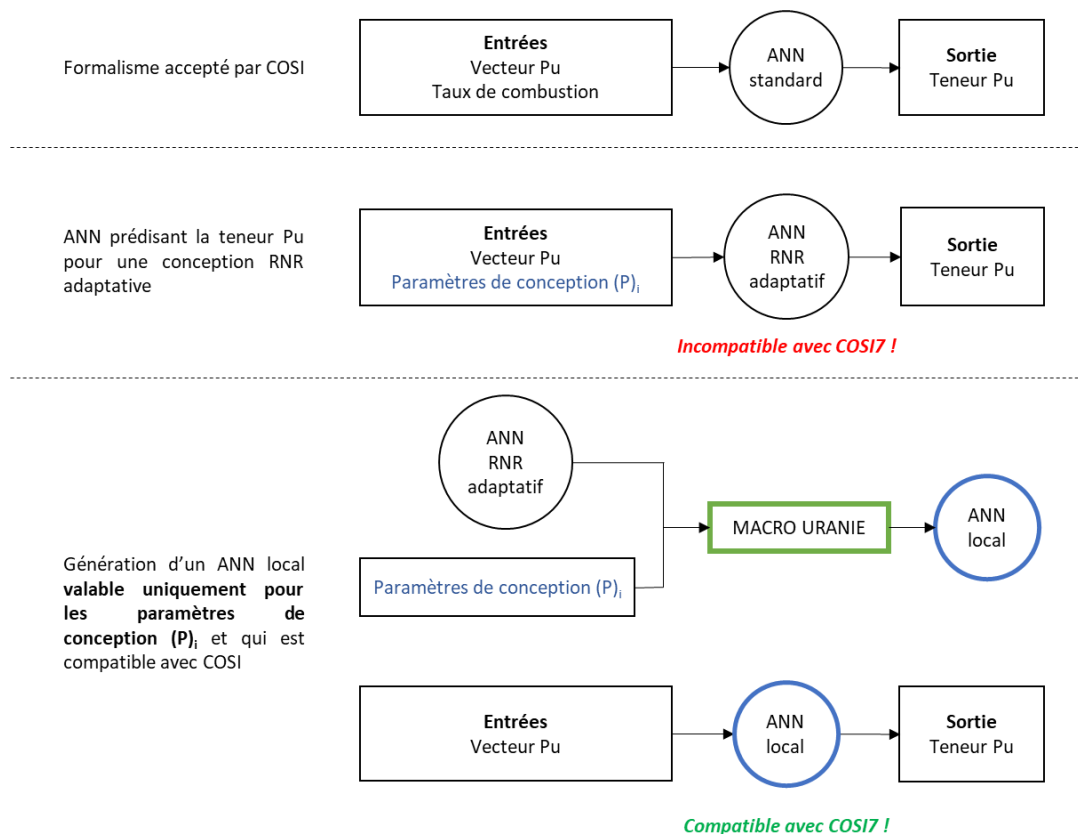


Figure III-17 : Gestion du modèle d'équivalence dans COSI7

### 3.5 EVALUATION DES PERFORMANCES

#### 3.5.1 Méthode d'évaluation des performances au cours du temps

Parmi les performances évaluées pour le RNR, la puissance volumique maximale, le gain de régénération et les coefficients de vidange et Doppler sont estimés durant le cycle représentatif, tandis que le taux de combustion et les dommages sur la gaine sont évalués à la fin du temps de séjour. Pour rappel, le cycle représentatif correspond à une fenêtre temporelle durant laquelle le bilan matière d'un cœur géré en fréquence 1 coïncide avec celui d'un cœur à l'équilibre qui serait toujours rechargé avec la même isotopie de plutonium (cf section 3.2.2.3.1). Il est donc attendu a minima que les indicateurs intégraux de ces deux cœurs soient similaires pendant le cycle représentatif.

Certaines limites apparaissent par rapport à cette hypothèse lorsque l'on souhaite exploiter l'historique de combustibles issu de COSI pour évaluer les performances du RNR. En effet, la composition des lots chargés dans le RNR au cours du scénario n'a a priori aucune raison d'être constante au cours du temps, empêchant de ce fait l'atteinte d'un quelconque équilibre. Il ne semble donc pas pratique d'utiliser des réseaux de neurones entraînés à partir de la composition du combustible frais d'un cœur géré en fréquence 1. Une façon de remédier à ce problème est de fournir

comme entrées aux réseaux de neurones la donnée du plutonium moyen présent dans le cœur au début du cycle représentatif, au lieu de la composition du combustible neuf. Ce faisant, il est possible de faire coïncider les bilans matières du cœur géré en fréquence 1 et du cœur modélisé dans COSI, qui devraient alors avoir des performances comparables.

Une séquence de calcul, expliquée en Figure III-18, a été mise au point dans le but d'obtenir la composition moyenne du plutonium présent dans le RNR au cours du scénario à partir de l'historique de chargement fourni par COSI. Les compositions initiales des lots présents dans le cœur sont conservées dans un vecteur frais, noté VF, de taille 4 puisque le cœur fonctionne par quart. A la fin du cycle  $n - 1$ , le plus vieux lot de VF est retiré du cœur et un lot neuf, numéroté  $n$ , est chargé. On procède alors à l'irradiation des différents lots pour connaître la composition du plutonium moyen du cœur au cycle  $n$ . Un vecteur irradié est constitué de la manière suivante : le lot chargé au cycle  $n$  reste tel quel et les lots chargés aux cycles  $n - 1$ ,  $n - 2$  et  $n - 3$  reçoivent respectivement 1, 2 et 3 cycles d'irradiation. La composition moyenne du plutonium du cœur est alors calculée et les performances du cœur peuvent être évaluées à l'aide des réseaux de neurones dédiés.

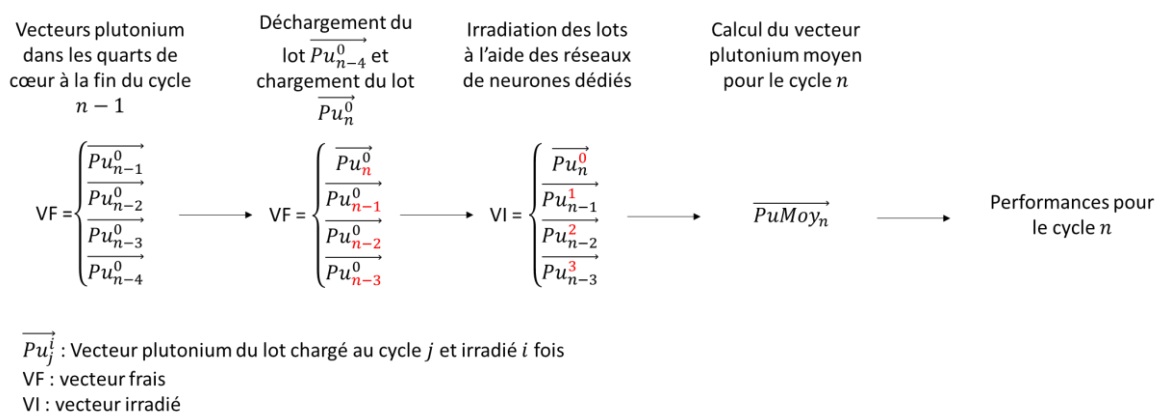


Figure III-18 : Séquence de calcul des performances d'un cœur

### 3.5.2 Problème de compatibilité entre le modèle flexible et les sorties du calcul de scénario

Dans le formalisme du cycle représentatif, il est dit qu'un cœur complètement neuf irradié d'une traite est, pendant le cycle représentatif, équivalent à un cœur à l'équilibre qui serait toujours rechargé avec le même combustible. La situation ici est différente, dans la mesure où la composition du combustible neuf du RNR change à chaque rechargement au cours du calcul de scénario. En effet, l'isotopie du plutonium disponible au moment de la fabrication du combustible n'est pas constante au cours du temps puisque le plutonium est issu de combustibles qui ont été irradiés dans différents réacteurs et qui ont refroidi pendant des durées variables. Pour pouvoir utiliser le modèle flexible construit pour évaluer les performances du cœur, il est indispensable de vérifier qu'un cœur chargé avec plusieurs vecteurs isotopiques différents est équivalent du point de vue de ses performances à un cœur chargé avec un unique plutonium dont l'isotopie correspond à l'isotopie moyennée des différents vecteurs plutonium chargés dans le premier cœur. Cette comparaison est réalisée à l'aide d'ERANOS à partir du modèle 3D hétérogène du cœur V2B présenté en section 3.2.2.2.1.

### 3.5.3 Processus de vérification

Le processus de vérification se déroule en deux étapes. Dans un premier temps, une comparaison des performances est effectuée entre un cœur chargé avec 4 vecteurs plutonium différents et un cœur chargé avec un unique vecteur plutonium, dont la composition correspond à la moyenne des 4 vecteurs précédents. Les vecteurs plutonium utilisés ici sont disponibles dans le Tableau III-11. Ces cœurs sont nommés dans la suite respectivement polyPu et monoPu.

Tableau III-11 : Vecteurs plutonium utilisés

Vecteur Pu	Pu38 <sup>14</sup>	Pu49 <sup>14</sup>	Pu56 <sup>14</sup>	Pu63 <sup>14</sup>	Pu moyenné
<sup>238</sup> Pu	2,8	3,5	3,6	2,7	3,1
<sup>239</sup> Pu	32,7	43,2	47,4	56,0	43,7
<sup>240</sup> Pu	43,6	35,1	29,7	25,9	34,5
<sup>241</sup> Pu	5,7	5,8	8,2	7,4	6,7
<sup>242</sup> Pu	13,9	10,9	10,4	7,3	10,9
<sup>241</sup> Am	1,3	1,5	0,8	0,7	1,1

Un calcul de recherche d'enrichissement suivi d'un calcul d'évolution sont réalisés pour le cœur polyPu. Le vecteur plutonium moyen peut alors être récupéré et utilisé comme vecteur plutonium initial pour le cœur monoPu, pour lequel un calcul d'enrichissement et un calcul d'évolution sont aussi menés. On compare finalement ces derniers résultats à ceux obtenus dans le cas d'un calcul avec le modèle 2D - RZ utilisé pour la construction du modèle flexible de RNR.

#### 3.5.4 Validation

Les résultats obtenus pour chaque calcul sont présentés dans le Tableau III-12. Tout d'abord, on remarque une excellente adéquation des résultats entre le calcul polyPu et le calcul monoPu avec les modèles 3D de cœur, ce qui montre que le fait de travailler avec un vecteur plutonium moyenné sur le cœur n'affecte pas l'évaluation des performances, aussi bien locales qu'intégrales.

Tableau III-12 : Comparaison des résultats obtenus

	Unité	3D - polyPu	3D - monoPu	RZ - monoPu	Ecart relatif 3D - monoPu / RZ - monoPu
Puissance volumique maximale	W/cm <sup>3</sup>	319,5	319,4	304,5	-5%
Puissance linéique maximale	W/cm	459,7	459,7	438,2	-5%
DPA max	-	154	152	161	6%
Coefficient de vidange sodium	pcm	2058	2058	1930	-6%
Coefficient Doppler	pcm	-483,7	-482,5	-411,5	-15%
Gain de régénération	-	0,05	0,05	0,05	0%
Temps de calcul	min	240	180	25	-

En revanche, il apparaît que le passage d'un modèle 3D hétérogène à un modèle 2D - RZ homogène génère des différences de l'ordre de 5% sur l'évaluation des puissances volumique et linéique ainsi que sur le calcul des DPA max et le coefficient de vidange. La plus grande différence détectée ici atteint 15% dans le cas du coefficient Doppler. Il convient de remarquer que le modèle RZ sous-estime la valeur de tous les indicateurs sauf dans le cas des DPA max qui sont surestimés.

Le choix d'un modèle RZ comme modèle de référence a été fait pour faciliter la construction du modèle flexible de RNR. En effet, il est plus aisé de faire varier à l'aide de réseau de neurones des paramètres géométriques continus (cas du RZ) que des paramètres discrets (nombre d'assemblages dans le cœur). De plus, le calcul RZ est significativement plus rapide que le calcul 3D, ce qui permet d'accélérer le

<sup>14</sup> Le numéro correspond à la qualité du plutonium.



processus de génération des bases d'entraînement. Le but de ce travail de thèse est de montrer qu'il est possible, d'exploiter au maximum la donnée de l'évolution isotopique du plutonium dans le combustible RNR pour mettre en place un suivi de certains indicateurs de performance ou de sûreté. En considérant cette méthodologie comme une aide à la préconception, les biais observés semblent raisonnables.

### 3.6 RESUME DE LA METHODOLOGIE

Un couplage entre la conception de cœur et le calcul de scénario doit permettre au scénariste de facilement piloter la conception du cœur afin d'optimiser ses trajectoires d'étude. Les tendances de conception dégagées par le scénariste comme étant les plus pertinentes peuvent alors servir de base pour le concepteur. Par ailleurs, l'accès à l'évolution de l'historique des combustibles chargés en cœur rend possible la mise en place d'un suivi temporel des performances des RNR du parc. De cette façon, il est déjà possible de filtrer les tendances de cœur obtenues par le scénariste pour ne garder que les plus prometteuses.

Des conceptions flexibles de RNR ont déjà été construites à l'aide de réseaux de neurones dans le cadre d'étude d'optimisation de conception de cœur [72], [81] et ont prouvé leur efficacité, tant par leur précision que par leur vitesse d'exécution. Côté scénario, des réseaux de neurones ont déjà été utilisés pour remplacer les modèles d'irradiation au sein de COSI [50], [63]. En faisant la synthèse des points forts de ces différentes études, un modèle flexible de RNR, constitué de plusieurs réseaux de neurones, a été construit. Ce modèle remplit trois missions :

- Il permet de représenter différents cœurs de RNR dans un large domaine de définition grâce au contrôle de la puissance, la puissance volumique, la fraction combustible, le temps d'irradiation et l'épaisseur des différentes couvertures fertiles (axiales et radiales)
- Il est aisément connectable à COSI et sert à la fois de modèle d'équivalence et de modèle d'irradiation
- Il peut évaluer différents indicateurs en lien avec les performances et la sûreté du cœur, comme la puissance volumique maximale, le taux de combustion moyen en fin d'irradiation, les DPA max, le gain de régénération, le coefficient de vidange et le coefficient Doppler

Le modèle flexible de RNR étant construit, la question de la définition de la trajectoire d'étude se pose. Une trajectoire est construite de telle sorte à remplir un certain nombre d'objectifs et de respecter un lot de contraintes. Le recours à un modèle flexible de RNR oblige à penser aussi à une trajectoire flexible afin de pouvoir comparer des trajectoires à service rendu équivalent. Dans ce travail, l'objectif central retenu est la stabilisation de l'inventaire en plutonium, le plutonium étant responsable de la majorité de la radiotoxicité des déchets sur le long terme. L'outil PuMBa (Plutonium Mass Balancing) a été développé pour répondre à cette problématique. A partir d'un jeu de paramètres de conception et d'hypothèses définissant le parc d'étude (réacteurs, stratégie de retraitement), PuMBa construit un système d'équations caractérisant l'équilibre en plutonium du parc d'étude et le résout. La composition précise du parc permettant de stabiliser l'inventaire en plutonium est alors obtenue. Le parc final de la trajectoire étant à présent aussi flexible que le cœur de RNR, le calcul de scénario dynamique est possible.

Ce calcul est réalisé à l'aide de COSI7, successeur de COSI6. Cette nouvelle version facilite l'utilisation de métamodèles comme modèle d'équivalence et pour le calcul d'irradiation. Quelques ajustements ont dû être réalisés afin de prendre correctement en compte la flexibilité de la conception de RNR.

A la fin du calcul de scénario, un algorithme permet l'exploitation complète de l'isotopie du plutonium chargé dans les cœurs de RNR au cours du temps en fournissant un suivi de certaines performances

du cœur. Malgré les simplifications faites pour la construction du suivi de performances, les résultats obtenus donnent une première idée du comportement du cœur au cours du temps.

Dans la suite, le modèle flexible de RNR et l'outil PuMBa sont utilisés dans le cadre d'une étude à l'équilibre présentée dans le Chapitre IV. La méthodologie complète est appliquée à un cas d'application dont les résultats sont présentés dans le Chapitre V.



# Chapitre IV - Etude statique : minimisation de la fraction de RNR dans un parc stabilisant l'inventaire en plutonium

*Ce chapitre présente un premier cas d'application du modèle flexible de RNR et de l'outil PuMBA de résolution des équations d'équilibre des flux de plutonium dans un parc. Le but est de dégager des tendances de cœurs qui permettent la stabilisation de l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR. Plus précisément, on s'intéressera aux cœurs qui minimisent la fraction de RNR dans un tel parc. La première section de ce chapitre présente les motivations et les hypothèses prises pour cette étude.*

*La deuxième section présente les résultats issus de la résolution des équations d'équilibre du plutonium dans le cas d'un retraitement partiellement séparé<sup>15</sup>. Deux approches différentes sont utilisées, selon que la fraction de RNR soit exprimée en nombre de réacteurs ou en puissance installée. Dans les deux cas, des expressions analytiques simplifiées sont présentées pour exprimer la fraction de RNR en fonction de différents flux de plutonium et des familles de cœurs minimisant la fraction de RNR sont mises en évidence. Ces familles de cœurs sont alors comparées selon différents critères liés au cycle.*

*La troisième section reproduit la démarche de la deuxième section dans le cas d'un retraitement finement séparé. Une comparaison est ensuite effectuée pour quantifier l'impact de la stratégie de retraitement sur la valeur des fractions de RNR et sur la composition des familles de cœurs qui minimisent cette fraction.*

## 4.1 INTRODUCTION

### 4.1.1 Motivations

On propose ici de démontrer l'intérêt d'utiliser une conception adaptative de RNR dans le cadre d'une étude de scénario nucléaire à l'équilibre. Le but de ce cas d'application est d'identifier les conceptions RNR qui permettent de stabiliser l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR tout en minimisant la fraction de RNR dans le parc. En effet, l'objectif de fermeture du cycle nucléaire français, inscrit dans la PPE [38], repose sur l'utilisation du plutonium disponible dans des RNR. De plus, le plutonium étant la cause principale de radiotoxicité du combustible irradié sur le long terme, la stabilisation de son inventaire participe à la gestion pérenne et responsable des matières nucléaires instituée par la loi de 1991 [93], la loi de 2006 [94] et enfin la PPE [38]. Dans le cadre de ce cas d'application, la stabilisation de l'inventaire en plutonium se caractérise par une stabilisation de sa masse et de sa composition isotopique, évaluée ici à l'aide de l'estimateur qualité défini au Chapitre III, section 3.3.2.

---

<sup>15</sup> Cette option de retraitement est expliquée dans le Chapitre III.

La minimisation de la fraction de RNR est un objectif secondaire lié au coût potentiel des RNR, dans la mesure où il est attendu que la technologie RNR soit plus coûteuse que la technologie REP. En revanche, le sens donné à la notion de « fraction » peut être sujet à discussion. Dans la suite, la distinction sera faite entre la fraction exprimée en nombre de réacteurs et la fraction en puissance installée du parc. En effet, le domaine de définition du modèle de RNR flexible permet aussi bien de modéliser de petites unités que des réacteurs de grande puissance. Les petits cœurs mèneront par conception à des fractions en nombre de réacteurs bien plus élevées que dans le cas des grands cœurs. La fraction en puissance installée en revanche permet d'effacer ces effets de taille. La question de la minimisation de la fraction de RNR peut se comprendre comme la volonté de déployer le moins d'unités possible pour un même service rendu, auquel cas la fraction en nombre de réacteurs est la plus pertinente. En revanche, dans la mesure où des cœurs de petit volume pourraient être plus économiques à construire que des cœurs de grande puissance [95], le problème de minimisation peut être compris comme une minimisation de la part d'énergie produite par les RNR. Dans ce cas, la fraction en puissance installée est tout indiquée.

Enfin, des indicateurs de performances générales liées au cycle comme la consommation d'uranium naturel, l'inventaire en plutonium et la capacité des usines du parc seront estimés, permettant d'enrichir la comparaison des solutions obtenues.

#### 4.1.2 Hypothèses

Pour résoudre ce problème, on utilise l'outil de calcul de parc à l'équilibre PuMba introduit au Chapitre III. En entrée de cet outil, un échantillonnage de 2000 conceptions RNR généré sur l'intégralité du domaine de définition des métamodèles est utilisé. Le fonctionnement de PuMba est ajusté afin de tester 500 points d'initialisation pour trouver des solutions au problème d'équilibre. Ce nombre d'initialisations constitue un bon compromis entre temps de calcul et recouvrement de l'espace des possibles. Ces points sont tirés aléatoirement à l'aide de la méthode LHS sur le domaine de définition des variables utilisées dans les équations décrivant l'équilibre en plutonium d'un parc. Pour chaque initialisation, PuMba fournit les fractions des différents réacteurs du parc en nombre de réacteurs  $f_{UOX}$ ,  $f_{MOX}$  et  $f_{RNR}$ , la fraction du plutonium issu des RNR réutilisé en RNR  $e_{RNR \rightarrow RNR}$  ainsi que la qualité d'équilibre du plutonium qui entre dans le RNR. Une fois les 500 itérations effectuées, la solution qui minimise la fraction de RNR est conservée, sous réserve qu'elle existe.

Deux stratégies de retraitement sont étudiées. La première est la même que celle utilisée dans l'article [96] et est présentée en Figure IV-1.

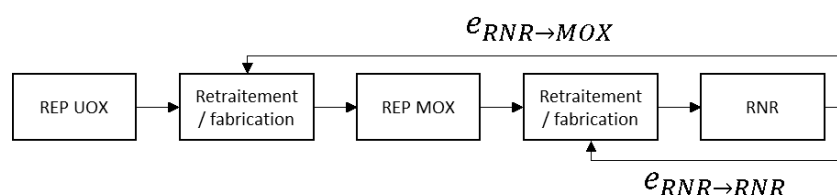


Figure IV-1 : Première stratégie de retraitement envisagée

Avec cette stratégie de retraitement, l'intégralité du plutonium issu des combustibles irradiés en REP UOX est utilisée pour la fabrication des combustibles neufs des REP MOX. L'intégralité du plutonium issu des combustibles irradiés en REP MOX est utilisée pour la fabrication des combustibles neufs des RNR. Le plutonium issu des zones fissiles et fertiles du RNR est mélangé, puis une fraction  $e_{RNR \rightarrow RNR}$  de ce plutonium est dédiée à la fabrication de combustible RNR tandis que la fraction  $e_{RNR \rightarrow MOX}$  sert à la fabrication de combustible MOX pour les REP, de telle sorte que la qualité du plutonium dans les REP MOX soit égale à 59%. Effectivement, avec les hypothèses considérées pour le REP MOX définies

dans le Tableau IV-1, une qualité de 59% correspond à une teneur en plutonium de 12%, teneur limite assurant un coefficient de vidange favorable [35]. Cette hypothèse est forte car elle remplace l'impact de l'isotopie du plutonium sur la teneur par un unique estimateur, la qualité du plutonium, qui synthétise les effets isotopiques. Idéalement, et pour aller plus loin dans la logique de flexibilité de la modélisation, il faudrait construire des métamodèles pour les REP et ainsi obtenir une évaluation plus précise de la teneur en plutonium en cœur, ou mieux encore, une estimation directe du coefficient de vidange. Dans le cas présent, travailler avec des modèles de REP fixés permet d'isoler les effets dus à la flexibilité du RNR.

La seconde stratégie de retraitement ajoute un degré de complexité par rapport à la précédente. Comme le montre la Figure IV-2, elle permet de différencier et de séparer en fin d'irradiation dans les RNR le plutonium issu des zones fissiles de celui issu des zones fertiles. Ce faisant, une gestion plus fine du plutonium selon sa composition isotopique peut être mise en œuvre, dans la mesure où le plutonium issu des zones fertiles a une qualité supérieure à 90%. Les fractions  $e_{RNR \rightarrow RNR}$  et  $e_{Fert \rightarrow RNR}$  du plutonium issu des zones fissiles et fertiles respectivement sont utilisées pour la fabrication de combustibles RNR, tandis que les fractions  $e_{RNR \rightarrow MOX}$  et  $e_{Fert \rightarrow MOX}$  sont utilisées pour les combustibles MOX des REP. Cette stratégie présente le désavantage du point de vue de la prolifération nucléaire de nécessiter un retraitement séparé des couvertures fertiles des RNR, et donc la séparation d'un plutonium de très bonne qualité lors du retraitement du combustible. Une solution pour limiter le risque de prolifération est d'ajouter une petite quantité d'actinides mineurs et d'éléments modérateurs au sein des couvertures fertiles [91].

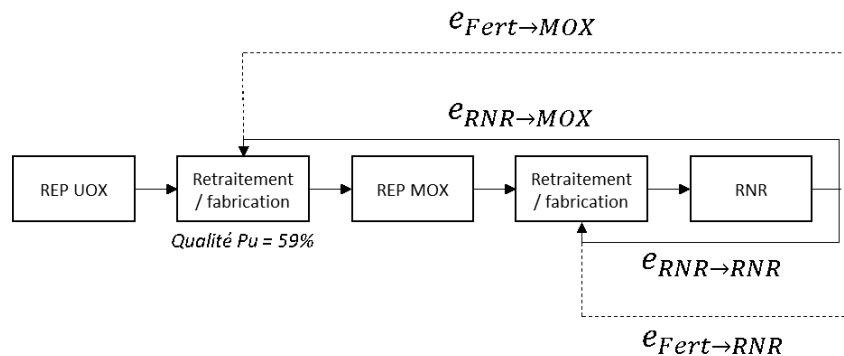


Figure IV-2: Seconde stratégie de retraitement permettant la séparation entre le plutonium issu des zones fissiles de celui issu des zones fertiles du RNR

Pour les deux stratégies de retraitement, un temps de refroidissement de 5 ans post-irradiation est appliqué ainsi qu'un temps de vieillissement de 2 ans. Des facteurs de charge de 83% et 90% ont été affectés respectivement aux REP et aux RNR. Les temps de refroidissement et de vieillissement, ainsi que les facteurs de charge impactent de façon notable les flux massiques de plutonium et la composition isotopique de celui-ci. Les résultats présentés dans la suite sont de ce fait très dépendants de ces hypothèses.

Les caractéristiques des réacteurs étudiés sont résumées dans le Tableau IV-1. Les REP ont des caractéristiques fixées pour toute l'étude tandis que 2000 conceptions RNR sont testées. Les intervalles de variation des caractéristiques RNR sont rappelés dans le Tableau IV-2. On y montre aussi les caractéristiques du RNR utilisé dans l'article [96] qui servira de point de comparaison. A noter que le cœur de RNR de cet article est un CFV-V1 tandis que les réseaux de neurones ont été construits à partir d'un cœur de type V2B. D'après [47], la différence de géométrie provoque un écart de l'ordre de 10% sur l'inventaire en plutonium en cœur. En effet, la zone fissile interne du CFV est moins haute que celle du V2B à puissance équivalente, et la plaque fertile interne du CFV force le flux neutronique

## Chapitre IV - Etude statique : minimisation de la fraction de RNR dans un parc stabilisant l'inventaire en plutonium

vers la partie haute du cœur. Ces deux effets combinés augmentent le nombre de fuites neutroniques qui doivent être compensées par une augmentation de la teneur en plutonium. Ceci étant dit, le domaine de définition des réseaux de neurones devrait permettre de trouver une conception qui, du point de vue du cycle, a des performances équivalentes à celles du CFV.

**Tableau IV-1 : Caractéristiques des REP de l'étude**

Réacteur	Unité	REP UOX [87]	REP MOX [97]
Type de combustible	-	UOX	MOX
Puissance	MWth	4300	4500
Temps de cycle	JEPP	517	495
Fréquence	-	3	3
Taux d'incinération moyen	GWj/t	52	54
Masse en cœur (noyaux lourds)	t	129	127
Consommation de plutonium	t/an	-	3,06
Production de plutonium	t/an	0,298	2,24
Qualité du plutonium produit après refroidissement, retraitement et vieillissement	-	62%	51%

**Tableau IV-2 : Domaine de variation des paramètres de conception des RNR**

Paramètres de conception	Unités	Borne min	Borne max	CFV-V1 [96]
Puissance	MWth	100	4500	3600
Puissance volumique	W/cm <sup>3</sup>	50	350	280
Fraction combustible	%	35	45	44
Temps de séjour	JEPP	600	2400	1940
Epaisseur couverture fertile axiale inférieure	cm	0	30	30
Epaisseur couverture fertile axiale supérieure	cm	0	30	0
Epaisseur couverture fertile radiale	cm	0	30	0
Epaisseur couverture fertile axiale interne	cm	-	-	20

### 4.2 RESULTATS POUR LA PREMIERE STRATEGIE DE RETRAITEMENT

Cette partie présente les résultats obtenus suite à la résolution des équations d'équilibre de l'inventaire en plutonium d'un parc contenant des REP UOX, des REP MOX et des RNR. Les hypothèses liées au retraitement sont les suivantes :

- l'intégralité du plutonium issu des REP UOX est utilisée pour la fabrication des combustibles de REP MOX,
- l'intégralité du plutonium issu des REP MOX est utilisée pour la fabrication des combustibles de RNR,

- le plutonium issu des zones fissiles et fertiles du RNR est mélangé durant la phase de retraitement et est réparti entre la fabrication de combustibles MOX pour les REP et pour les RNR.

Les inconnues recherchées sont les fractions en nombre de réacteurs de chaque type de réacteur ainsi que la qualité à l'équilibre du plutonium dédié aux RNR. Les hypothèses et la liste des variables recherchées sont entrées dans l'outil PuMBa qui procède à l'écriture et à la résolution du système d'équations d'équilibre de l'inventaire en plutonium.

Cette section présente successivement les résultats obtenus lorsque la fraction de RNR est exprimée en nombre de réacteurs ou en puissance installée. Pour chaque cas, une expression analytique simple est établie pour la fraction de RNR en fonction des différents de flux de plutonium. Cette analyse permet de faire le lien entre les caractéristiques des cœurs et la composition du parc qui permet effectivement de stabiliser l'inventaire en plutonium. Différentes familles de cœurs minimisant la fraction de RNR sont alors présentées. Cette section se conclut par une comparaison entre les cœurs trouvés dans le cas d'une fraction de RNR exprimée en nombre de réacteurs et en puissance installée.

#### 4.2.1 Fraction en nombre de réacteurs

Cette section présente les résultats obtenus lorsque la fraction de RNR est exprimée en nombre de réacteurs. Dans un premier temps, les facteurs influant la fraction de RNR sont mis en avant grâce à l'établissement d'une expression analytique simplifiée de la fraction de RNR. Puis, une explication physique est proposée pour comprendre ces résultats. Enfin, une analyse des cœurs qui minimisent la fraction de RNR est détaillée.

##### 4.2.1.1 Détermination des facteurs influant la fraction de RNR en nombre de réacteurs

###### 4.2.1.1.1 Analyse générale

Pour commencer l'analyse des résultats, représentons la fraction de RNR obtenue pour différents cœurs en fonction de paramètres de conception. La Figure IV-3 présente les fractions en nombre de réacteurs obtenues en fonction de la puissance du cœur, de sa puissance volumique, de la fraction combustible de ses assemblages et de la durée totale d'irradiation. Les points bleus correspondent aux cœurs de RNR échantillonnés dans le domaine de définition des métamodèles, tandis que l'étoile orange représente le cœur CFV de l'étude [96]. On remarque que le cœur CFV avec une fraction de 27% appartient au groupe des cœurs de plus petites fractions, sans pour autant atteindre la valeur minimum qui se situe autour de 18%. Cela renforce l'idée qu'il existe une marge d'optimisation des cœurs RNR dans le but de minimiser leur fraction dans un parc mixte REP-RNR.

La fraction en nombre de réacteurs tend à diminuer lorsque la puissance du cœur augmente. Cela vient du fait qu'un cœur de grande puissance, donc de grand volume, possède un inventaire en plutonium supérieur à celui d'un cœur de plus petit volume, ce qui lui permet d'absorber un flux annuel de plutonium plus conséquent. La fraction en nombre de réacteurs peut dépasser les 90% dans le cas de cœurs dont la puissance est de l'ordre de la centaine de mégawatts thermiques, et descendre sous la barre des 25% pour des puissances supérieures à 3500 MWth. En revanche, il existe une certaine dispersion des points pour une puissance donnée, menant à des écarts pouvant atteindre 30 points de pourcentage. Cette dispersion met en évidence le fait que le volume du cœur, bien qu'influent, n'est pas le seul paramètre déterminant pour la fraction de RNR à l'équilibre. Or, aucune tendance n'apparaît pour les autres paramètres de conception. Les distributions des fractions de RNR en fonction de la puissance volumique, de la fraction combustible et du temps d'irradiation total ressemblent en effet à des distributions uniformes.



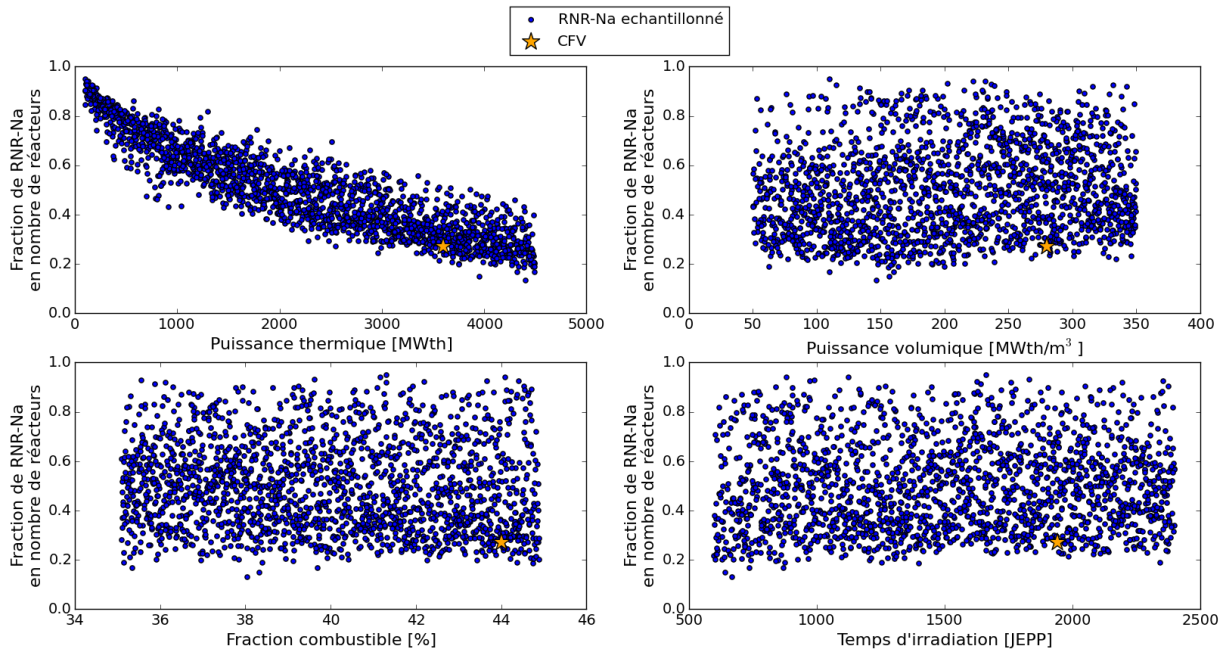


Figure IV-3: Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de paramètres de conception (première stratégie de retraitement)

Essayons de mieux comprendre le lien entre fraction de RNR et paramètres de conception à l'aide d'une approche simplifiée. Sous l'hypothèse que l'intégralité du plutonium issu des REP MOX est destinée aux RNR, et que les RNR peuvent réutiliser une partie du plutonium issu de leur propre combustible irradié, l'équilibre de la masse de plutonium du parc impose :

$$f_{REP\ MOX} Sortie_{REP\ MOX} + f_{RNR} e_{RNR \rightarrow RNR} Sortie_{RNR} = f_{RNR} Entrée_{RNR} \quad (22)$$

Où  $f_R$  est la fraction en nombre de réacteurs du réacteur  $R$ ,  $e_{R1 \rightarrow R2}$  est la fraction de plutonium issu du combustible irradié du réacteur  $R1$  utilisé pour la fabrication du combustible neuf du réacteur  $R2$ ,  $Entrée_R$  et  $Sortie_R$  sont les masses de plutonium en entrée et sortie du réacteur  $R$  respectivement.

En réorganisant les termes de cette équation, et en remarquant que  $e_{RNR \rightarrow MOX} = 1 - e_{RNR \rightarrow RNR}$ , la fraction  $f_{RNR}$  s'exprime de la manière suivante :

$$f_{RNR} = \frac{f_{REP\ MOX} Sortie_{REP\ MOX}}{(Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}) + e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}} \quad (23)$$

La fraction de RNR dépend donc de trois principaux facteurs. Premièrement, du facteur  $f_{REP\ MOX} Sortie_{REP\ MOX}$  qui correspond à la masse annuelle totale de plutonium produite par les REP MOX du parc. Par hypothèse, la qualité du plutonium qui entre dans les REP MOX est constante et égale à 59%. La gestion du REP MOX étant constante elle aussi, le flux annuel de plutonium en sortie de REP  $Sortie_{REP\ MOX}$  est constant. Ainsi, plus il y a de REP MOX et plus il faut de RNR pour recycler leurs combustibles usés. Cela fait donc écho à l'observation initiale : les grands cœurs tendent à avoir une petite fraction en nombre de réacteurs car ils sont naturellement capables d'absorber des flux de plutonium importants.

Le second facteur  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$  du dénominateur correspond à la masse de plutonium issue des assemblages irradiés de RNR destinée au REP MOX. La Figure IV-4 met effectivement en évidence

le fait que les conceptions RNR menant à une fraction inférieure à 25% sont généralement celles pour lesquelles  $e_{RNR \rightarrow MOX}$  est maximal pour une masse de Pu produite  $Sortie_{RNR}$  donnée. A qualité fixée, plus le flux de plutonium en sortie d'un RNR est grand, et moins il faut de réacteurs pour subvenir aux besoins du REP MOX. Or, les flux massiques les plus importants sont produits par les cœurs de grande taille. Donc, dans le cas où le RNR doit jouer un rôle de fournisseur de plutonium pour les REP MOX, les cœurs volumineux tendront à faire baisser la fraction de RNR dans le parc.

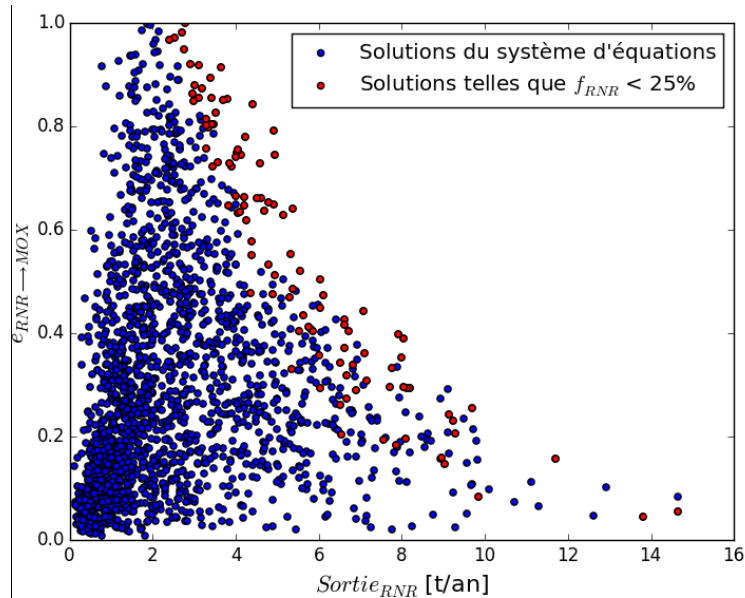


Figure IV-4: Fraction de Pu issu des RNR et dédié aux REP MOX en fonction de la masse de Pu produite par les RNR (les points oranges correspondent aux cœurs menant à une fraction inférieure à 0,25).

Enfin, le deuxième facteur influent du dénominateur ( $Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}$ ) correspond à la consommation de plutonium du cœur. Plus cette dernière est élevée et plus la fraction RNR sera petite. Du point de vue de ce facteur, les cœurs consommateurs de plutonium minimisent la fraction de RNR tandis que les cœurs surgénérateurs la maximisent.

Le dénominateur de l'expression de  $f_{RNR}$  fait donc intervenir deux termes antagonistes. En effet, un cœur maximisant le terme  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$  doit fournir un plutonium d'une qualité suffisamment élevée pour qu'il soit utilisable dans le combustible des REP MOX. Ces cœurs sont donc nécessairement surgénérateurs, auquel cas le terme ( $Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}$ ) devient négatif et tend à faire augmenter la fraction de RNR. Inversement, un cœur maximisant le terme ( $Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}$ ) est un cœur fortement consommateur de plutonium. Ces cœurs tendent à détériorer la qualité du plutonium au fil du temps, rendant le plutonium inutilisable comme combustible neuf des REP MOX. Le terme  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$  est alors nul. On se trouve dans une situation où le rôle des RNR est de recycler tout le plutonium issu des combustibles usés REP MOX et RNR. Pour atteindre un équilibre avec peu d'unités de RNR, il faut que chaque RNR consomme un maximum de plutonium, d'où la maximisation du terme ( $Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}$ ).

Pour minimiser la fraction de RNR en nombre de réacteurs  $f_{RNR}$ , il faut soit :

- Minimiser le flux de plutonium issue des REP MOX  $f_{REP MOX} * Sortie_{REP MOX}$
- Maximiser le flux de plutonium issu des RNR destinée aux REP MOX  $e_{RNR \rightarrow MOX} * Sortie_{RNR}$
- Maximiser la consommation de plutonium du RNR  $Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}$

4.2.1.1.2 Focus sur le terme de consommation de plutonium

Dans le but de mieux comprendre l'influence de la consommation de plutonium du RNR, on se propose de définir un nouvel estimateur, la consommation annuelle normalisée de plutonium ou CAN, de la manière suivante :

$$CAN = \frac{m_e g - (m_s G_s)_{zone\ fissile} - (m_s G_s)_{zone\ fertile}}{g_{normalisation}} \quad (24)$$

Avec :

$m_e$  : masse annuelle de plutonium qui entre dans le réacteur [kg/an]

$g$  : qualité d'équilibre du plutonium qui entre dans le réacteur [kg/an]

$m_s$  : masse annuelle de plutonium qui sort du réacteur [kg/an]

$G_s$  : qualité du plutonium en sortie de réacteur

$g_{normalisation}$  : qualité de référence servant pour la normalisation de l'estimateur

La CAN quantifie la masse annuelle de plutonium fissile qu'un cœur consomme en moyenne. Elle peut être comprise comme un équivalent du gain de régénération évalué sur une année, et normalisé à une qualité de référence dont la valeur est 59% ici. La Figure IV-5 met en évidence la corrélation qui existe entre le gain de régénération d'un cœur RNR et sa CAN. Une centaine de vecteurs plutonium dont la qualité varie entre 40% et 80% a été utilisée. Le gain de régénération et la CAN ont des sens de variation opposés en raison du fait que la CAN soit définie comme une consommation et non pas comme une production de plutonium.

Malgré la corrélation observée, une certaine dispersion apparaît. Cela vient du fait que le gain de régénération calculé dans ERANOS [60], et donc reproduit ici par des métamodèles, est calculé au cours de l'irradiation. En revanche, la CAN est calculée à l'aide de flux annuel de plutonium, qui prennent en compte à la fois 5 ans de refroidissement du combustible irradié, le retraitement du combustible au cours duquel l'américium est retiré, puis 2 ans de vieillissement qui correspondent au temps de fabrication du combustible neuf. Ces deux grandeurs représentent donc une même idée, mais à des échelles de temps extrêmement différentes, causant ainsi les écarts observés.

La fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de ce nouvel estimateur est représentée en Figure IV-6.

La répartition des points de conception RNR semble présenter une symétrie axiale centrée autour d'une CAN nulle. Lorsque celle-ci diminue et devient négative, la valeur maximale de la fraction de RNR diminue, jusqu'à atteindre environ 20% pour une CAN inférieure à -800 kg/an. Cela montre que la fraction de RNR tend à être minimale pour des cœurs dont la CAN est très négative, c'est-à-dire des cœurs qui produisent plus de plutonium qu'ils n'en consomment. De l'autre côté de l'axe de symétrie, la fraction maximale de RNR diminue lorsque la CAN augmente jusqu'à atteindre un minimum de 15% pour une CAN de 350 kg/an. Même si la tendance pour les cœurs de CAN positive n'est pas aussi marquée que le cas des cœurs de CAN négatives, la symétrie de la courbe nous invite à penser que les cœurs fortement consommateurs de plutonium tendront à minimiser la fraction de RNR. Cette observation confirme les conclusions tirées suite à l'analyse de l'expression de  $f_{RNR}$ . Une condition suffisante à la minimisation de la fraction RNR est donc une maximisation de la CAN en valeur absolue.

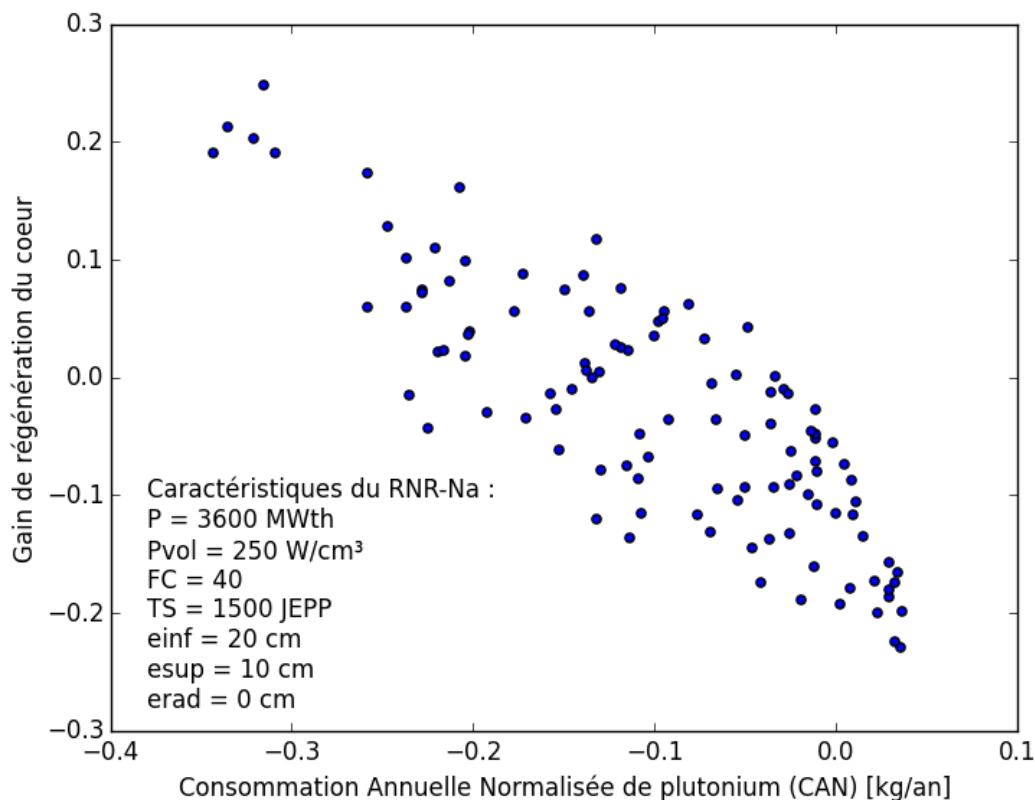


Figure IV-5 : Gain de régénération d'un coeur de RNR en fonction de sa CAN pour différents vecteurs plutonium

En revanche, il convient de remarquer que la fraction minimale de RNR semble suivre une asymptote à 20% pour les valeurs de CAN négatives. Cela est dû à plusieurs effets qui s'opposent. En se référant à l'expression de la fraction RNR, on voit que plus la CAN est négative et plus la fraction de RNR devrait augmenter. Néanmoins, une CAN négative est caractéristique de cœurs surgénérateurs. Des cœurs surgénérateurs produisent plus de plutonium qu'ils n'en consomment, et le plutonium qu'ils produisent est généralement d'une bonne qualité. Les cœurs surgénérateurs maximisent donc naturellement le flux de plutonium issu des RNR dédié aux REP MOX, critère permettant de minimiser la fraction de RNR.

De l'analyse de l'effet de la Consommation Annuelle Normalisée (CAN), il ressort que :

- La maximisation de la CAN en valeur absolue est une condition suffisante pour minimiser la fraction de RNR en nombre de réacteurs
- Du fait des effets antagonistes d'une CAN négative et d'un flux massique élevé de plutonium dédié aux REP MOX, la diminution de la fraction de RNR avec l'augmentation du caractère surgénérateur du coeur semble saturer autour de  $f_{RNR} = 20\%$ .

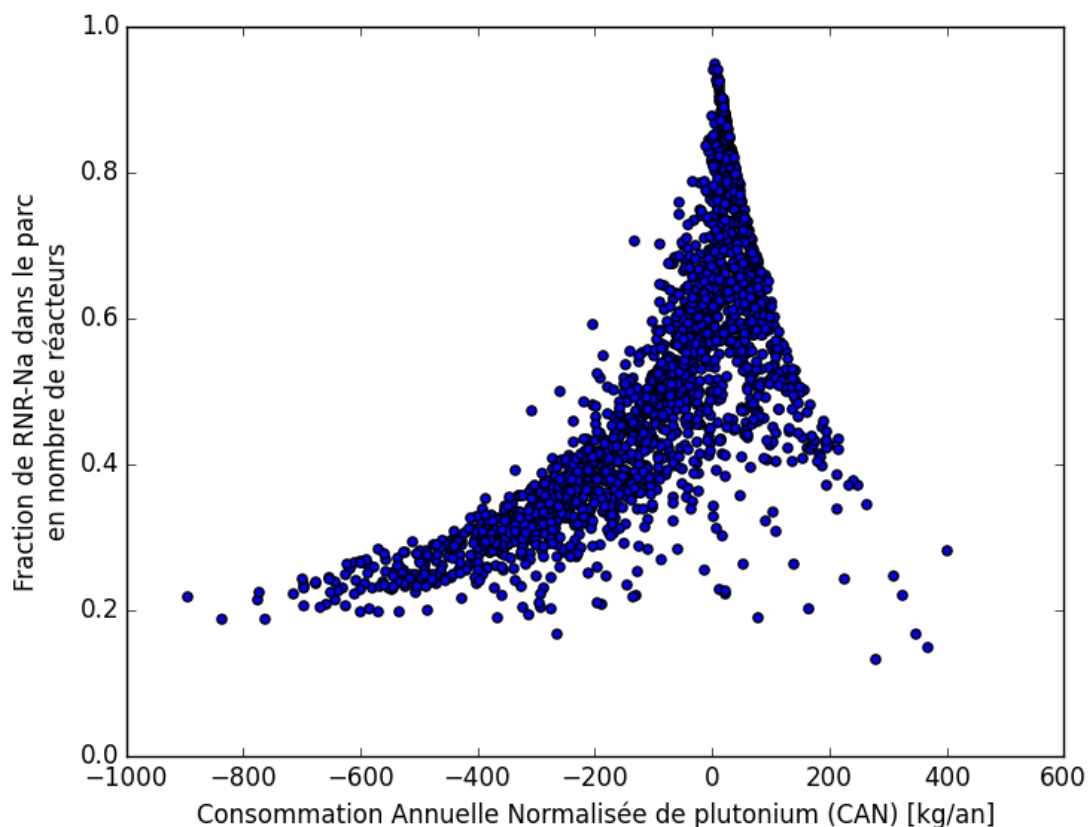


Figure IV-6: Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de la consommation annuelle normalisée de plutonium des RNR

#### 4.2.1.1.3 Focus sur le terme d'alimentation des REP MOX

Afin de poursuivre l'analyse de l'impact isolé du flux massique de plutonium issu des RNR dédié à l'approvisionnement des REP MOX, la fraction de RNR en nombre de réacteurs est représentée en fonction du flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$  en Figure IV-7. Tout d'abord, on observe que plus  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$  augmente et plus la fraction de RNR dans le parc diminue, ce qui est en accord avec la formule analytique de la fraction de RNR. Pour des valeurs de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$  supérieures à 2750 kg/an, en rouge sur la figure, la fraction de RNR en nombre de réacteurs est systématiquement inférieure à 25%. Cette observation confirme que la maximisation de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$  constitue un moyen suffisant pour minimiser la fraction de RNR en nombre de réacteurs.

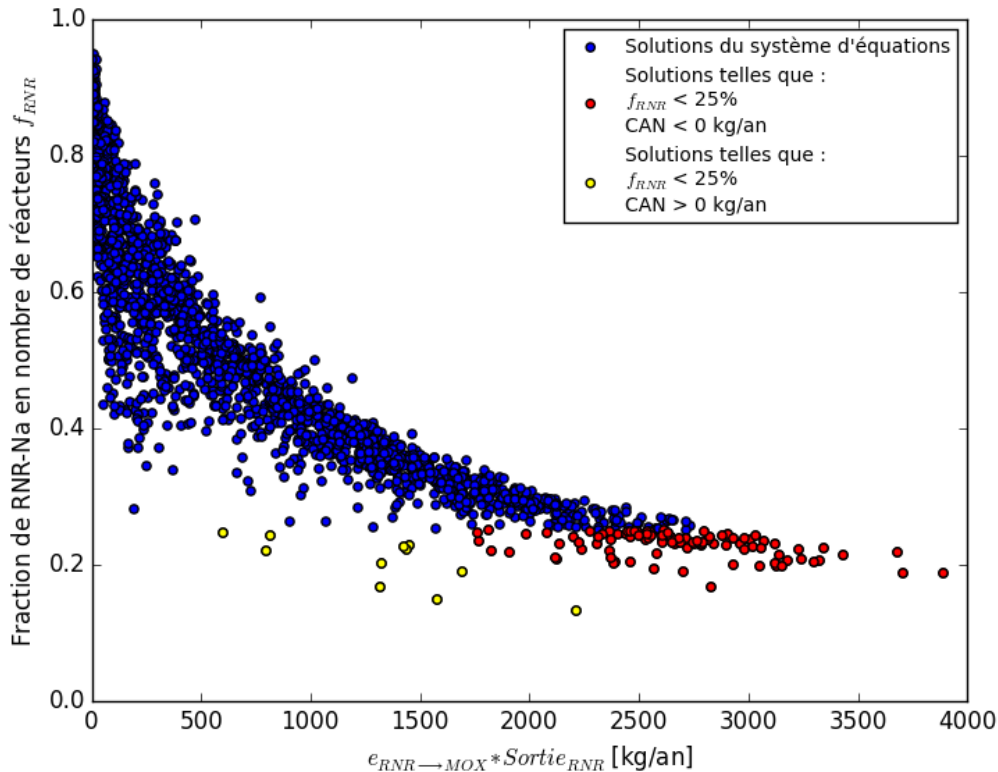


Figure IV-7: Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction du flux massique de plutonium issu des RNR dédié aux REP MOX

Une saturation de la fraction de RNR pour les valeurs élevées de  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$  apparaît ici et s'explique par un effet compensatoire de la CAN, comme illustré dans la partie précédente. En effet, la maximisation de  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$ , qui correspond au flux massique de plutonium en sortie des RNR alloué aux combustibles neufs des REP MOX, passe par la maximisation simultanée de la masse annuelle de plutonium générée par le RNR et de la qualité de ce plutonium. Pour rappel, le plutonium utilisé pour la fabrication des combustibles REP MOX doit par hypothèse avoir une qualité de 59%. Si le RNR produit un plutonium d'une qualité trop dégradée, alors la fraction de ce plutonium qui pourra être utilisé dans les REP MOX  $e_{RNR \rightarrow MOX}$  tend vers 0. Les cœurs de RNR maximisant le flux massique de plutonium et sa qualité sont des cœurs surgénérateurs, dont la CAN tend à être très négative. Ainsi, l'augmentation du terme  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$  entraîne une diminution de la CAN. Leurs effets respectifs se compensant, la fraction de RNR en nombre de réacteurs sature autour de 20%.

En revanche, quelques points possédant des flux massiques moins élevés mènent à des petites valeurs de fraction RNR. Ces points, en jaune sur la figure, correspondent à des cœurs dont la CAN est positive, c'est-à-dire qu'ils tendent à consommer plus de plutonium qu'ils n'en produisent. Dans leur cas, le flux massique annuel de plutonium plus faible que pour des cœurs surgénérateurs est compensé par leur CAN et par la diminution de la fraction de REP MOX dans le parc.

De l'analyse de l'effet du flux massique de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$ , il ressort que :

- La maximisation de  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$  est une condition suffisante pour minimiser la fraction de RNR en nombre de réacteurs
- Les cœurs facilitant cette maximisation sont des cœurs surgénérateurs (CAN < 0)

4.2.1.1.4 Focus sur le terme de flux de plutonium issu des REP MOX

Selon l'expression analytique de la fraction de RNR en nombre de réacteurs, les fractions de RNR et de REP MOX ont le même sens de variation : quand l'une diminue, l'autre suit. En effet, le rôle du RNR étant de reprendre le plutonium issu des REP MOX, moins il y a de REP MOX et moins il y a de plutonium à reprendre, donc moins il faudrait de RNR dans le parc pour assurer l'équilibre en plutonium<sup>16</sup>. Cependant, la Figure IV-8 montre qu'il n'en est pas ainsi dans les faits. On observe effectivement que la fraction de RNR diminue lorsque la fraction de REP MOX augmente. Cela signifie donc que la fraction de REP MOX dans le parc est le facteur le moins influent parmi les trois de l'expression de la fraction de RNR en nombre de réacteurs.

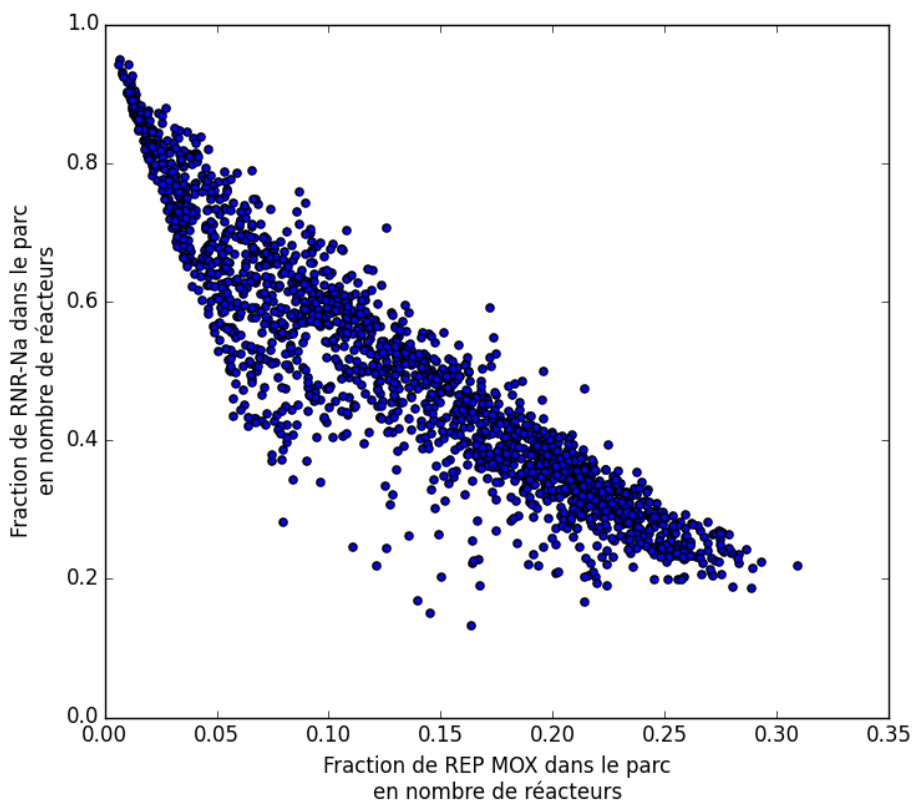


Figure IV-8 : Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de la fraction de REP MOX

Le flux de plutonium issu des REP MOX impacte moins la fraction de RNR en nombre de réacteurs que le flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$  ou que le terme de consommation de plutonium du RNR  $Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}$

<sup>16</sup> Pour le cas extrême d'un parc sans REP MOX, l'expression analytique ne serait plus valable, mais l'équilibre en plutonium serait tout de même réalisable. En effet, un parc contenant des REP UOX et des RNR consommateurs de plutonium pourrait tout à fait stabiliser l'inventaire en plutonium. Ce cas n'a néanmoins pas été considéré dans cette étude.



4.2.1.1.5 Hiérarchisation des facteurs influents pour la fraction de RNR en nombre de réacteurs

Pour conclure l'analyse des facteurs influents pour la fraction de RNR en nombre de réacteurs, la Figure IV-9 compare le flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$  et la CAN des RNR. Pour que ces deux grandeurs soient comparables, le terme  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$  est exprimé en plutonium équivalent normalisé à une qualité de 59%.

D'après l'expression de la fraction de RNR en nombre de réacteurs, la minimisation de la fraction de RNR passe par la maximisation de la CAN et de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$ . Ainsi, lorsque la CAN est positive, les deux facteurs contribuent à la minimisation de la fraction de RNR. Pour une majorité de cœurs, la CAN et  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$  sont du même ordre de grandeur et contribuent donc de la même façon à la minimisation de la fraction RNR.

Lorsque la CAN devient négative, elle tend à faire augmenter la fraction de RNR. Or, pour les CAN négatives, le terme  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$  est au moins 4 fois plus grand que la CAN. Son effet est donc prédominant et compense largement l'effet de la CAN. Physiquement, cela signifie que, dans le cas de cœurs surgénérateurs, le différentiel de plutonium entre le début et la fin d'irradiation est toujours bien inférieur à la masse de plutonium extraite des combustibles usés de RNR et utilisée pour la fabrication des combustibles REP MOX.

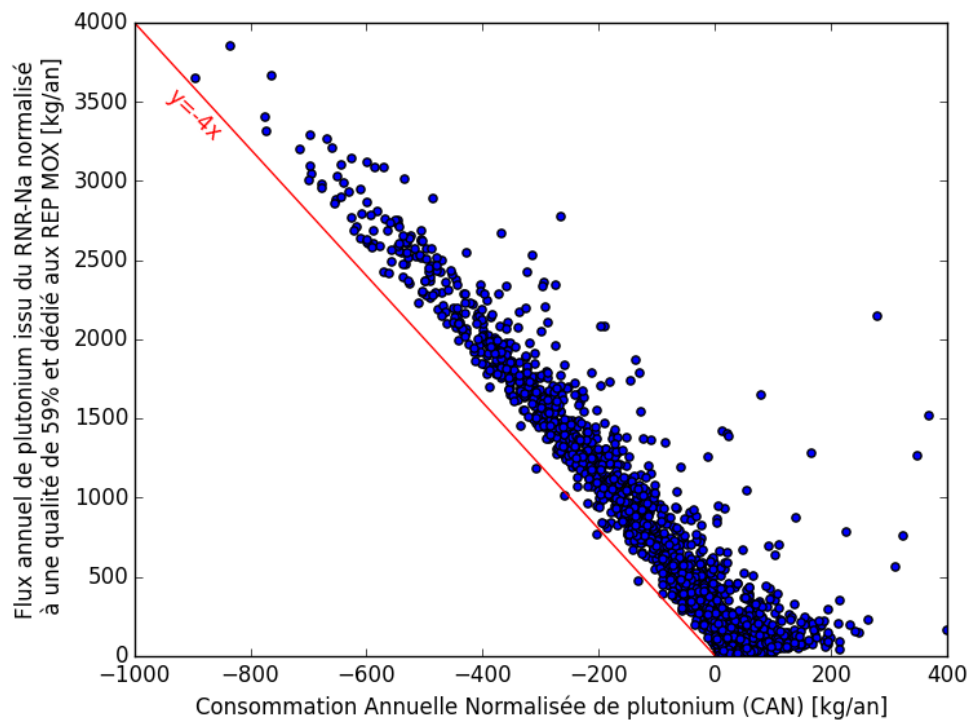


Figure IV-9 : Flux annuel de plutonium issu des RNR normalisé à une qualité de 59% et dédié aux REP MOX en fonction de la consommation annuelle normalisée de plutonium des RNR



Pour minimiser la fraction de RNR en nombre de réacteurs, il faut, par ordre d'importance :

- Maximiser le flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX  
 $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$
- Maximiser la consommation annuelle de plutonium du RNR
- Minimiser la fraction de REP MOX dans le parc

#### 4.2.1.2 Analyse physique simplifiée

Les analyses de la fraction de RNR évaluée en nombre de réacteurs en fonction de la consommation annuelle normalisée de plutonium, ou CAN, ainsi que du flux de plutonium issu des RNR dédié aux REP MOX,  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$ , nous permettent donc de conclure qu'une condition suffisante pour la minimisation de la fraction RNR est la maximisation de la CAN du cœur ou la maximisation du flux et de la qualité du plutonium issu du RNR. Autrement dit, la fraction de RNR tend à être minime quand le RNR est nettement consommateur de plutonium ou nettement producteur de plutonium. Ces conclusions sont en accord avec l'expression analytique simplifiée de la fraction de RNR en nombre de réacteurs obtenue dans la partie 4.2.1.1.1.

Afin de mieux comprendre la phénoménologie de ces conclusions, considérons un cas simplifié pour le cas de la maximisation de la CAN et le cas de la maximisation de  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$ . Dans le cas d'une CAN très positive, le cœur tend à consommer beaucoup plus de plutonium qu'il n'en produit. Ainsi, le plutonium issu du RNR ne pourra être réutilisé qu'en RNR car la qualité de ce plutonium ne permettrait pas de respecter le critère de qualité imposé aux REP MOX. D'un autre côté, le plutonium issu des REP MOX est déjà destiné aux RNR. Le RNR se trouve alors en bout de chaîne et récupère tout le plutonium du parc hormis celui issu des REP UOX. La Figure IV-10 résume ce premier cas simplifié.

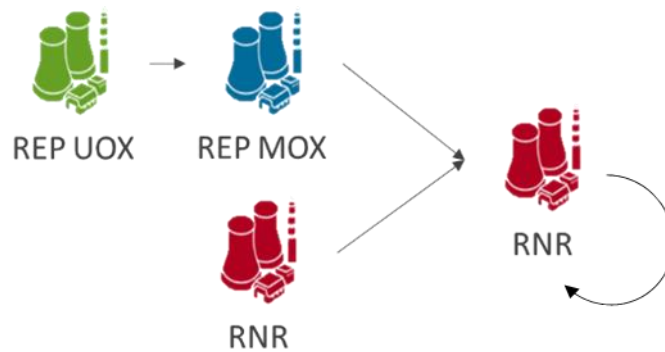


Figure IV-10: Cas simplifié 1

L'équilibre en plutonium n'est alors possible qu'à la condition suivante :

$$Sortie\ REP\ MOX + Sortie\ RNR = Entrée\ RNR$$

En arrangeant les termes de cette équation, on obtient :

$$\text{Sortie REP MOX} = \text{Entrée RNR} - \text{Sortie RNR}$$

Le membre de droite est directement proportionnel à la CAN, et donc il apparaît que la CAN est proportionnelle à la masse de plutonium en sortie des REP MOX. Or, la conception du REP MOX ainsi que la qualité du plutonium en entrée du REP MOX étant figées, le flux massique total de plutonium en sortie des REP MOX ne varie qu'avec la fraction de REP MOX dans le parc. Ainsi, augmenter la CAN du cœur RNR revient à augmenter la fraction de REP MOX dans le parc. Les REP MOX étant approvisionnés uniquement par le plutonium issu des REP UOX, si la fraction de REP MOX augmente, celle des REP UOX doit mécaniquement augmenter aussi pour assurer l'équilibre en plutonium. La somme des fractions réacteurs étant égale à 1, augmenter la fraction de REP MOX et de REP UOX fait diminuer la fraction de RNR.

A présent, considérons le cas d'une maximisation de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \text{Sortie}_{RNR}$ . Le RNR est alors surgénérateur et son plutonium pourrait être intégralement donné au REP MOX ( $e_{RNR \rightarrow MOX} = 1$ ). Dans le parc étudié, les REP UOX sont aussi présents et participent à l'alimentation des REP MOX. Les RNR, toujours en bout de chaîne, récupèrent le plutonium issu des REP MOX pour le rectifier cette fois-ci. La Figure IV-11 schématise la situation de ce second cas simplifié.



Figure IV-11: Cas simplifié 2

L'équilibre du parc peut se représenter à l'aide de deux équations :

$$\text{Sortie RNR} + \text{Sortie UOX} = \text{Entrée REP MOX}$$

$$\text{Sortie REP MOX} = \text{Entrée RNR}$$

La première équation met en évidence le fait qu'une augmentation du flux de plutonium en sortie de RNR est compensée soit par une augmentation du nombre de REP MOX dans le parc, soit par une diminution du nombre de REP UOX alimentant les REP MOX. En supposant que la proportion de REP UOX par rapport aux REP MOX est constante, une augmentation du flux de plutonium produit par les RNR se traduit par une augmentation des fractions de REP MOX et de REP UOX, conduisant ainsi à une diminution de la fraction de RNR en nombre de réacteurs.

Par ailleurs, en retranchant la deuxième équation à la première, on obtient :

$$(\text{Sortie RNR} - \text{Entrée RNR}) + \text{Sortie UOX} = (\text{Entrée REP MOX} - \text{Sortie REP MOX})$$

Le premier terme entre parenthèses est directement proportionnel à l'opposé de la CAN du RNR. Le second terme entre parenthèses correspond à la consommation de plutonium des REP MOX. Cette équation montre donc que l'équilibre n'est possible que si la consommation de plutonium des REP MOX est strictement égale à la production de plutonium combinée des REP UOX et des RNR. En

supposant encore une fois que la proportion de REP UOX par rapport aux REP MOX est constante, plus la CAN du RNR est négative et plus il faut de REP MOX pour consommer le plutonium. Les fractions de REP UOX et REP MOX étant liées, la fraction de RNR en nombre de réacteurs diminue.

#### 4.2.1.3 Analyse détaillée des paramètres de conception des cœurs

Après une analyse générale des résultats, cette partie cherche à préciser les cœurs de RNR minimisant la fraction de RNR en nombre de réacteurs. La Figure IV-12 est un graphique de type cobweb ou graphique à coordonnées parallèles. Il rend plus visuelle la comparaison des solutions pour des problèmes multiparamétrés et présentant plusieurs résultats. Le Tableau IV-3 synthétise toutes les informations facilitant la lecture de la Figure IV-12. Cette figure réunit l'ensemble des conceptions RNR testées, la consommation annuelle normalisée de plutonium, le flux massique annuel de plutonium en sortie de RNR, MS, la qualité du plutonium en sortie de RNR, GRNR, la fraction de plutonium issu du RNR dédié aux REP MOX,  $e_{RNR \rightarrow MOX}$ , la fraction de REP MOX dans le parc,  $f_{MOX}$ , la proportion de REP UOX par rapport aux REP MOX,  $f_{UOX}/f_{MOX}$  et la fraction de RNR dans le parc,  $f_{RNR}$ . Les lignes bleues correspondent aux conceptions RNR menant à une fraction de RNR inférieure à 25% tandis que les lignes vertes représentent les autres cas.

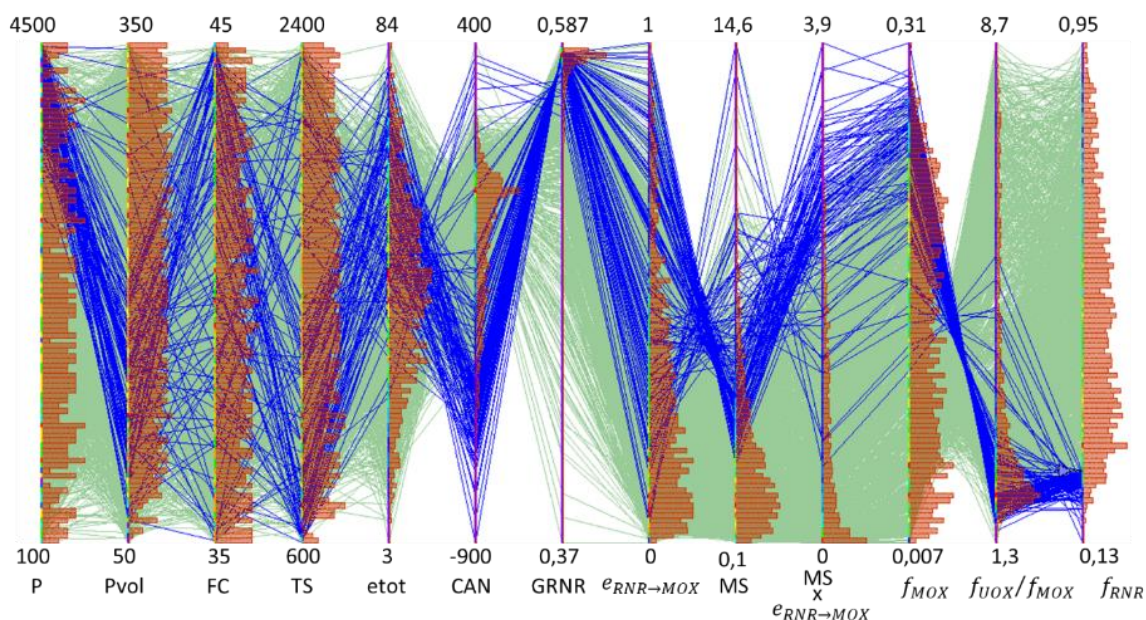


Figure IV-12: Mise en avant des cœurs de RNR menant à une fraction de RNR en nombre de réacteurs inférieure à 25% (bleu)

Chapitre IV - Etude statique : minimisation de la fraction de RNR dans un parc stabilisant l'inventaire en plutonium

Tableau IV-3: Légende associée à la Figure IV-12

Coordonnées parallèles				
Abréviation	Nom	Unité	Borne min	Borne max
P	Puissance	MWth	100	4500
Pvol	Puissance volumique	MWth/m <sup>3</sup>	50	350
FC	Fraction combustible	%	30	45
TS	Temps de séjour	JEPP	600	2400
etot	Epaisseur cumulée des couvertures fertiles	cm	3	84
CAN	Consommation Annuelle Normalisée de plutonium	kg/an	-900	400
GRNR	Qualité du plutonium en sortie de RNR (matières fissile et fertile mixées)	-	0,37	0,587
$e_{RNR \rightarrow MOX}$	Fraction du plutonium issu des RNR utilisé pour la fabrication du combustible MOX pour REP	-	0	1
MS	Flux annuel massique de plutonium en sortie d'un RNR	t/an	0,1	14,6
MS x $e_{RNR \rightarrow MOX}$	Flux annuel du plutonium issu du RNR utilisé pour la fabrication du combustible MOX pour REP	t/an	0	3,9
$f_{MOX}$	Fraction de REP MOX dans le parc	-	0,007	0,31
$f_{UOX}/f_{MOX}$	Rapport entre la fraction de REP UOX et de REP MOX dans le parc	-	1,3	8,7
$f_{RNR}$	Fraction de RNR dans le parc	-	0,13	0,95
Éléments du graphique				
Éléments	Signification			
Courbe verte	Solution du problème issue de l'outil PuMba			
Courbe bleue	Solution du problème avec $f_{RNR} < 25\%$			
Histogramme	Répartition des valeurs prises par le paramètre			

Parmi les 2000 conceptions échantillonnées, une centaine, représentées par les lignes bleues sur la Figure IV-12, donne lieu à une fraction de RNR en nombre de réacteurs inférieure à 25%. Une majorité de ces conceptions RNR présente une puissance supérieure à 3500 MWth, une puissance volumique inférieure à 200 MW/m<sup>3</sup>, un temps total d'irradiation inférieur à 1500 JEPP et une épaisseur de couvertures fertiles cumulées supérieures à 40 cm. Voyons comment ces caractéristiques influencent les différentes grandeurs qui interviennent dans l'expression de la fraction RNR vue précédemment.

La combinaison d'une puissance élevée et d'une puissance volumique faible conduit à des cœurs de grand volume. Un grand volume combiné à un temps d'irradiation totale court permet de maximiser le flux massique annuel de plutonium en sortie de cœur. En effet, en augmentant le volume du cœur, on augmente le nombre d'assemblages combustibles à décharger en fin d'irradiation et donc la masse de plutonium récupérée au déchargement. En diminuant le temps d'irradiation, on augmente la fréquence des déchargements de cœur. Les deux pris ensemble maximisent bien le flux massique annuel de plutonium MS en sortie de cœur.

Par ailleurs, les cœurs solutions tendent à maximiser la qualité de plutonium en sortie de réacteur. En effet, leur grand volume limite les fuites neutroniques et favorise le gain de régénération interne du cœur. L'ajout de couvertures fertiles permet de tirer parti des quelques fuites pour produire du plutonium de très bonne qualité et ainsi encore rehausser la qualité du plutonium en sortie de cœur. Enfin, plus de la moitié des cœurs solutions ont une fraction combustible supérieure à 40%. Une fraction combustible élevée augmente la probabilité qu'un neutron de fission interagisse au sein du combustible. De ce fait, la teneur en plutonium peut être revue à la baisse, ce qui débouche sur une augmentation de la masse d'uranium 238 dans l'assemblage combustible, augmentant ainsi le potentiel de régénération du cœur et la qualité du plutonium en sortie. La maximisation de la qualité du plutonium en sortie permet de maximiser le terme  $e_{RNR \rightarrow MOX}$  dans l'équation de la fraction de RNR qui donne la fraction de plutonium issu du RNR dédié à la fabrication de combustible neuf pour les REP MOX. Plus la qualité est proche de la qualité objectif de 59% et plus la fraction  $e_{RNR \rightarrow MOX}$  est élevée. On observe ainsi que la majorité des conceptions menant à une fraction de RNR en nombre de réacteurs inférieure à 25% maximise le terme  $MS \times e_{RNR \rightarrow MOX}$ , ce qui correspond à l'une des deux conditions suffisantes identifiées auparavant pour minimiser la fraction de RNR dans le parc.

De plus, une petite variation de la qualité du plutonium de sortie  $GRNR$  semble entraîner une grande variation de la fraction de REP MOX dans le parc. En effet, parmi les solutions, la qualité du plutonium de sortie  $GRNR$  varie entre 55,5% et 58,5% tandis que la fraction de REP MOX varie entre 11% et 31%. Ainsi, une légère dégradation de la qualité du plutonium de sortie peut changer grandement la composition du parc final. La Figure IV-13 montre qu'il existe une relation analytique entre le rapport  $\frac{Frac\ UOX}{Frac\ MOX}$  et la qualité de sortie du plutonium issu des RNR  $GRNR$ .

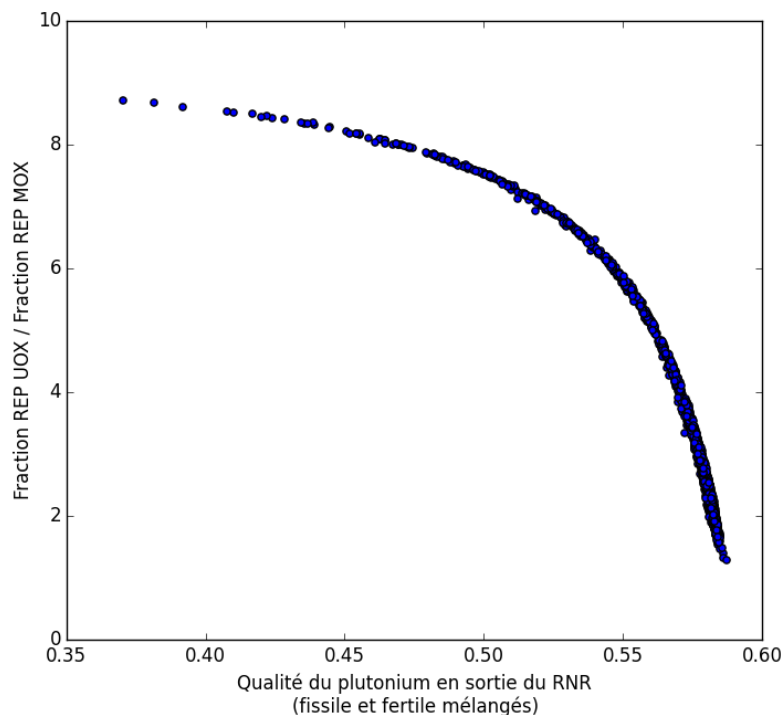


Figure IV-13 : Ratio fraction de REP UOX / fraction de REP MOX en fonction de la qualité du plutonium de sortie des RNR

En effet, on peut voir qu'avec les hypothèses suivantes :

- L'intégralité du plutonium issu des REP UOX va dans les REP MOX
- L'intégralité du plutonium issu des REP MOX va dans les RNR
- Le plutonium issu des zones fissiles et celui issu des zones fertiles du RNR sont mélangés

- La qualité du plutonium d'entrée des combustibles REP MOX  $g_{MOX}$  est constante et égale à 59%.

On peut écrire l'équation :

$$\frac{Frac\ UOX}{Frac\ MOX} = \frac{g_{MOX} - GRNR}{\frac{m_{sUOX}}{m_{eMOX}} (GUOX - GRNR)} \quad (25)$$

En observant les différents termes de cette équation, on remarque que la plupart sont constants. En effet, sachant que  $g_{MOX}$  est constante et égale à 59%,  $m_{eMOX}$  est aussi constante.  $m_{sUOX}$  et  $GUOX$  sont des constantes par définition. Ainsi, le rapport  $\frac{Frac\ UOX}{Frac\ MOX}$  est simplement fonction de  $GRNR$ . Lorsque le RNR est surgénérateur,  $GRNR$  est grand et le rapport  $\frac{Frac\ UOX}{Frac\ MOX}$  diminue. Dans ce cas, comme les RNR sont capables de produire du plutonium de qualité suffisante pour approvisionner les REP MOX, le nombre de REP UOX diminue naturellement, au profit des REP MOX. En revanche, une légère dégradation du gain de régénération (et donc de  $GRNR$ ) entraîne une augmentation rapide du nombre de REP UOX par REP MOX dans le parc. Lorsque  $GRNR$  passe sous la barre des 45%, un comportement asymptotique apparaît : il ne faut pas plus de 9 REP UOX pour alimenter un REP MOX, ce qui est cohérent avec les résultats trouvés dans la littérature [98]. Les RNR sont alors principalement chargés de brûler le plutonium issu des REP MOX et des RNR. Cette formulation analytique montre qu'à partir d'un certain seuil de gain de régénération, la variation de la proportion de REP UOX par rapport à celle de REP MOX peut très vite changer. Par exemple, passer d'une qualité du plutonium de sortie des RNR de 55% à 56% permet de passer de 6 REP UOX pour chaque REP MOX à 5. Ces résultats numériques ne sont a priori valables que pour les hypothèses considérées à propos des taux de combustion des REP. En effet, le taux de combustion affecte directement la qualité de sortie du plutonium issu des REP UOX ainsi que la qualité minimale pour le plutonium en entrée des REP MOX. Pour aller plus loin, il pourrait être intéressant de générer des modèles de REP UOX et de REP MOX avec des variations de taux de combustion et ainsi observer l'évolution de cette courbe.

Cette sensibilité de la fraction de REP MOX en nombre de réacteurs à la qualité du plutonium en sortie des RNR pour des qualités supérieures à 55% explique la diversité des rôles que jouent les RNR parmi les parcs présentant une fraction de RNR inférieure à 25%. Effectivement, même si les cœurs RNR menant à des fractions inférieures à 25% sont généralement des cœurs de grande puissance, grand volume et temps d'irradiation relativement court, une petite variation de leur gain de régénération peut entraîner une légère baisse de la qualité du plutonium disponible en fin d'irradiation. Cette baisse fera alors diminuer la fraction de REP MOX dans le parc au profit de celle des REP UOX, tout en faisant diminuer la fraction de plutonium issu des RNR destinée au combustible neuf des REP MOX  $e_{RNR \rightarrow MOX}$ . Pour illustrer cette idée, la Figure IV-14 montre un histogramme de la proportion de REP UOX par rapport aux REP MOX dans les parcs contenant moins de 25% de RNR. Bien que la majorité des cas possède deux fois plus de REP UOX que de REP MOX, il apparaît que ce rapport peut varier entre 1,5 et 5,5. Cela met en évidence le fait que, même si les cœurs menant à des fractions de RNR inférieures à 25% sont similaires, elles mènent dans les faits à des compositions de parc sensiblement différentes.

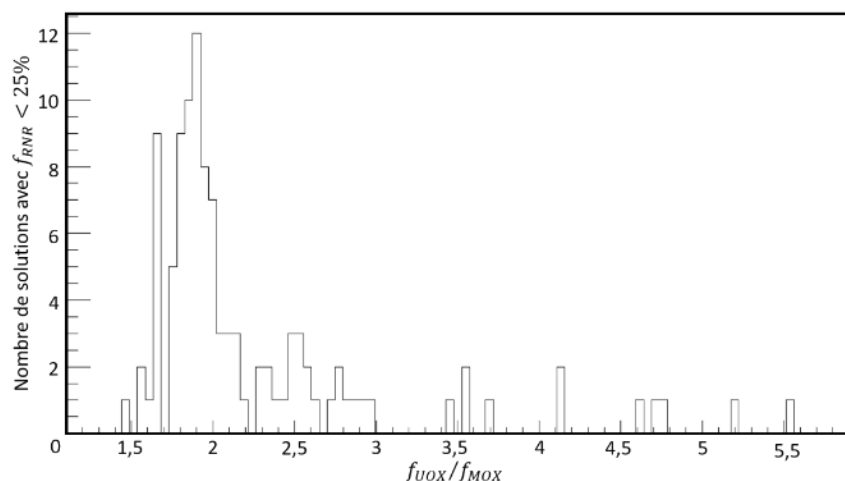


Figure IV-14: Histogramme des proportions de REP UOX par rapport au REP MOX pour les solutions présentant une fraction de RNR en nombre de réacteurs inférieure à 25%

#### 4.2.2 Fraction de la puissance installée

Cette section présente les résultats obtenus lorsque la fraction de RNR est exprimée en puissance installée. Dans un premier temps, les facteurs influant la fraction de RNR sont mis en avant grâce à l'établissement d'une expression analytique simplifiée de la fraction de RNR. Puis, une explication physique est proposée pour comprendre ces résultats. Enfin, une analyse des cœurs qui minimisent la fraction de RNR est détaillée.

##### 4.2.2.1 Détermination des facteurs influant la fraction de RNR en puissance installée

###### 4.2.2.1.1 Analyse générale

A présent, procédons au même exercice que précédemment en considérant cette fois-ci comme résultat d'intérêt la fraction de la puissance installée du parc allouée aux RNR. Tout d'abord, la Figure IV-15 montre la variation de la fraction obtenue en fonction de paramètres de conception RNR. Pour toutes les puissances, il semble possible d'obtenir une fraction de RNR inférieure à 25%. On dénombre environ 500 conceptions qui permettent de passer sous cette limite. Pour des puissances inférieures à 1000 MWth, 80 conceptions RNR conduisent à une fraction de RNR en puissance installée inférieure à 20%. En revanche, il est plus difficile de trouver des conceptions avec des puissances plus élevées qui permettent de passer sous la barre des 20%. En effet, seulement 10 conceptions dont la puissance est comprise entre 1000 et 3500 MWth mènent à une fraction inférieure à 20%, et au-delà de 3500 MWth, on en trouve une vingtaine. Ainsi, la minimisation de la fraction de RNR en puissance serait plus accessible avec des petits cœurs ou des grands cœurs. En ce qui concerne les autres paramètres de conception, des fractions inférieures à 25% sont trouvées dans tout le domaine de variation, indiquant que les autres paramètres seuls ne suffisent pas à expliquer le passage sous la barre des 25%.

Par ailleurs, la fraction de RNR qui est obtenue dans l'article [96] est précisée sur cette même figure à titre indicatif. On remarque que, pour la même gamme de puissance, il semble possible de réduire la fraction de RNR dans le parc d'environ 10% en absolu. Cette diminution est substantielle et nous verrons dans la suite dans quelle mesure sa mise en œuvre est possible.



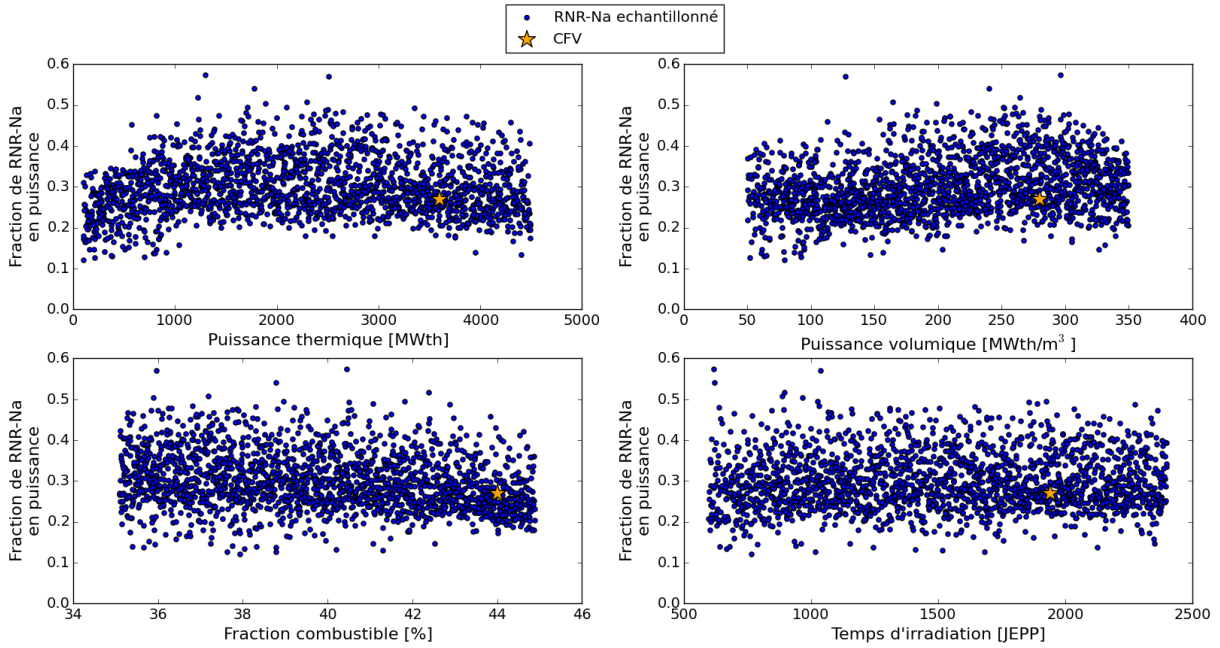


Figure IV-15 : Fraction de RNR dans le parc pour plusieurs conceptions RNR en fonction de la puissance du RNR

Nous allons à nouveau recourir à une expression analytique pour comprendre le lien entre la fraction de RNR en puissance installée  $F_{RNR}$  et le comportement du cœur. La fraction de RNR en puissance installée  $F_{RNR}$  peut s'exprimer en fonction de la fraction de RNR en nombre de réacteurs de la façon suivante, en supposant que le REP UOX et le REP MOX ont la même puissance  $P_{REP}$  :

$$F_{RNR} = \frac{P f_{RNR}}{P f_{RNR} + P_{REP} (f_{UOX} + f_{MOX})} = \frac{P f_{RNR}}{P f_{RNR} + P_{REP} (1 - f_{RNR})} \quad (26)$$

En arrangeant les termes de l'équation, on peut écrire :

$$\frac{1}{F_{RNR}} = 1 + \frac{P_{REP}}{P} \left( \frac{1}{f_{RNR}} - 1 \right) \quad (27)$$

En remplaçant  $f_{RNR}$  par son expression analytique, il vient :

$$\frac{1}{F_{RNR}} = 1 + P_{REP} \left( \frac{\left( \frac{Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}}{P} \right) + e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}}{f_{REP\ MOX} Sortie_{REP\ MOX}} - \frac{1}{P} \right) \quad (28)$$

Pour minimiser la fraction de RNR en puissance installée, il suffit de minimiser la puissance produite par les RNR  $P f_{RNR}$ . A l'analyse faite pour la minimisation de la fraction RNR en nombre de réacteurs  $f_{RNR}$  doit être ajoutée une notion d'efficacité énergétique. En effet, il ne s'agit pas ici de s'intéresser à la consommation annuelle normalisée du cœur ou bien son flux de plutonium en sortie de cœur comme vu précédemment, mais plutôt à leur version exprimée par unité de puissance. Soit il faut maximiser la valeur absolue de la consommation de plutonium par unité de puissance du RNR  $\frac{(Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR})}{P}$ , soit il faut maximiser le flux annuel de plutonium par unité de puissance issu des



RNR et dédié aux REP MOX  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$ . La minimisation de la masse de plutonium générée par les REP MOX  $f_{REP\ MOX} Sortie_{REP\ MOX}$  reste une possibilité. Le cœur du REP MOX étant fixé, la réduction de ce flux passe par une minimisation de la fraction de REP MOX dans le parc.

Pour minimiser la fraction de RNR en puissance  $F_{RNR}$ , il faut soit :

- Minimiser la masse de plutonium issue des REP MOX  $f_{REP\ MOX} Sortie_{REP\ MOX}$
- Maximiser le flux massique de plutonium issu des RNR destiné aux REP MOX par unité de puissance  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$
- Maximiser la consommation de plutonium du RNR par unité de puissance  $\frac{Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}}{P}$

#### 4.2.2.1.2 Focus sur le terme de consommation de plutonium

Intéressons-nous en premier lieu à la consommation de plutonium par unité de puissance du RNR que l'on nommera par la suite « consommation spécifique normalisée » ou CSN. Elle se définit comme suit :

$$CSN = \frac{m_e g - (m_s G_s)_{zone\ fissile} - (m_s G_s)_{zone\ fertile}}{g_{normalisation} P} = \frac{CAN}{P} \quad (29)$$

Avec :

$m_e$  : masse annuelle de plutonium qui entre dans le réacteur [t/an]

$g$  : qualité d'équilibre du plutonium qui entre dans le réacteur [t/an]

$m_s$  : masse annuelle de plutonium qui sort du réacteur [t/an]

$G_s$  : qualité du plutonium en sortie de réacteur

$g_{normalisation}$  : qualité de référence servant pour la normalisation de la consommation spécifique

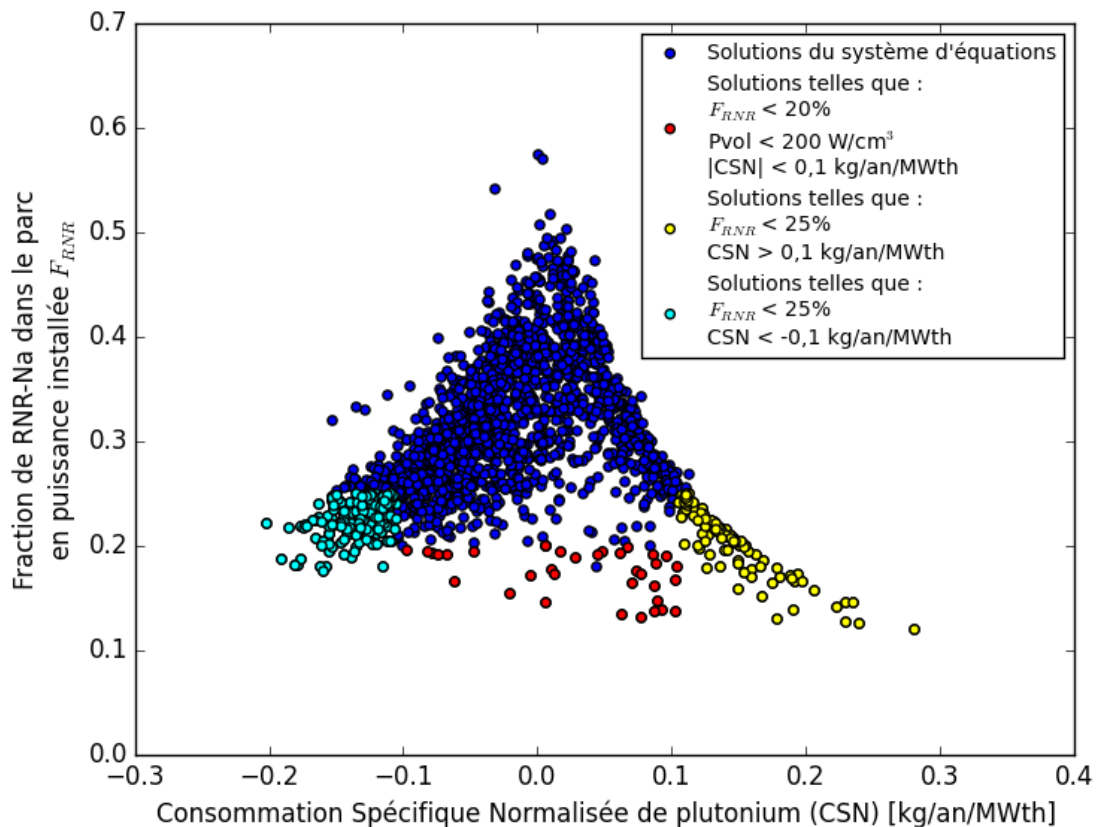
$P$  : puissance thermique du cœur [MWth]

La CSN évalue la différence par unité de puissance entre la masse de plutonium introduite initialement dans le cœur et la masse de plutonium qui sort des zones fissiles et fertiles du réacteur en fin d'irradiation. Le numérateur correspond à la consommation de  $^{239}\text{Pu}$  et de  $^{241}\text{Pu}$  du cœur. En divisant cette grandeur par  $g_{normalisation}$ , on se ramène à une consommation en plutonium dont la qualité serait  $g_{normalisation}$ . Il est ainsi plus aisé de procéder à une comparaison entre les différents cœurs étudiés. Si la CSN est positive, alors le cœur consomme plus de plutonium qu'il n'en produit, et inversement, une CSN négative est caractéristique d'un RNR qui produit plus de plutonium qu'il n'en consomme.

La Figure IV-16 met en évidence la relation existant entre la consommation spécifique du RNR et la fraction RNR dans le parc. La répartition des points de conception RNR présente une certaine symétrie axiale centrée autour d'une CSN nulle. Lorsque la CSN diminue et devient négative, la fraction de RNR diminue, jusqu'à atteindre environ 17% pour une CSN comprise entre -0,15 et -0,2 kg/an/MWth. Contrairement à la CAN négative représentée Figure IV-6, la CSN ne s'étend que très peu dans les valeurs négatives. Cela vient du fait que les cœurs de CAN négative sont majoritairement des cœurs de grande puissance. Diviser la CAN par des puissances comprises entre 3000 et 4500 MWth réduit grandement l'étendue des valeurs accessibles pour la CSN. Néanmoins, avoir une CSN la plus négative

possible semble ici aussi permettre d'atteindre des fractions faibles de RNR en puissance. Les points en bleu clair représentent les cœurs dont la CSN est inférieure à  $-0,1$  kg/an/MWth et permettant d'atteindre des fractions de RNR en puissance inférieure à 25%.

De l'autre côté de l'axe de symétrie, la fraction de RNR diminue lorsque la CSN augmente jusqu'à atteindre un minimum de 12% pour une CSN de  $0,27$  kg/an/MWth. Cette fois, l'effet inverse de celui observé pour les CSN négatives se produit. Les cœurs de CSN positive sont des cœurs consommateurs de plutonium et ont plutôt tendance à être de petite puissance. Dans le cas des fractions en nombre de réacteurs, ces cœurs ont des fractions extrêmement élevées du fait de leur petite taille. Ici, la petite puissance fait diminuer fortement leur fraction en puissance et augmente leur CSN. Ainsi, la partie de droite de la Figure IV-16 s'étend notablement vers les CSN positives. Il apparaît clairement que les cœurs qui brûlent beaucoup de plutonium par unité de puissance sont avantageux pour l'objectif de minimisation de la fraction de RNR en puissance. Les points en jaune représentent les conceptions dont la CSN est supérieure à  $0,1$  kg/an/MWth et permettant d'atteindre des fractions de RNR en puissance inférieure à 25%.



On peut donc conclure que l'observation faite à propos de la CAN lors de l'étude de la minimisation de la fraction de RNR en nombre de réacteurs est transposable à la CSN : il suffit de maximiser la valeur absolue de la consommation spécifique pour minimiser la fraction de la puissance produite par les RNR. Autrement dit, plus le cœur consomme ou produit de plutonium par unité de puissance et plus sa fraction en puissance tend naturellement à diminuer.

Dans la zone des CSN intermédiaires, c'est-à-dire entre  $-0,1$  et  $0,1$  kg/an/MWth, la grande majorité des conceptions étudiées conduisent à des fractions supérieures à 30%. En revanche, plusieurs

conceptions permettent de passer sous la barre des 20% de RNR dans le parc. Cela vient du fait que le terme de flux massique de sortie de RNR divisé par la puissance  $\frac{Sortie_{RNR}}{P}$  est inversement proportionnel à la puissance volumique du cœur. Ce faisant, les cœurs de petite puissance volumique vont tendre naturellement à faire baisser la fraction en puissance des RNR dans le parc. En effet, un cœur doté d'une faible puissance volumique possède un grand inventaire en plutonium, ce qui lui permet à la fois d'absorber plus de plutonium issu de combustible usé REP MOX, de produire plus de plutonium destiné aux combustibles neufs des REP MOX, le tout en générant peu d'énergie, donc en ayant une faible fraction en puissance. C'est le cas de tous les points rouges sur la Figure IV-16. Ces points représentent des cœurs dont la puissance volumique est inférieure à 200 W/cm<sup>3</sup>, valeur moyenne du domaine de définition des métamodèles, dont la CSN est relativement proche de zéro, et qui permettent d'atteindre une fraction RNR en puissance installée inférieure à 20%. En se référant à la formule analytique de la fraction de RNR en puissance  $F_{RNR}$ , ces cœurs combinent une valeur favorable de CSN et de  $e_{RNR \rightarrow MOX} * \frac{Sortie_{RNR}}{P}$ , contrairement aux cœurs en jaune et en bleu ciel qui maximisent l'une au détriment de l'autre.

De l'analyse de l'effet de la Consommation Spécifique Normalisée (CSN), il ressort que :

- A l'instar de la CAN, la maximisation de la CSN en valeur absolue est une condition suffisante pour minimiser la fraction de RNR en puissance installée
- Des cœurs ayant une CSN proche de 0 permettent d'atteindre des fractions de RNR en puissance installée inférieure à 20%. Grâce à leur faible puissance volumique, ces cœurs ont un flux de plutonium par unité de puissance  $\frac{Sortie_{RNR}}{P}$  élevé qui fait diminuer la fraction de RNR.

#### 4.2.2.1.3 Focus sur le terme d'alimentation des REP MOX

A présent, intéressons-nous au terme représentant le flux massique annuel par unité de puissance de plutonium issu des RNR et destiné aux REP MOX  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$ . L'évolution de la fraction de RNR en puissance en fonction de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  est montrée en Figure IV-17. Les points solutions semblent se répartir selon deux grandes tendances. D'un côté, pour des valeurs de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  inférieures à 0,1 kg/an/MWth, la fraction de RNR en puissance peut varier entre 60% et 12%. Le plutonium issu de ces cœurs n'est pratiquement pas utilisé pour la fabrication des combustibles de REP MOX, soit parce que sa qualité est trop faible, le terme  $e_{RNR \rightarrow MOX}$  étant alors proche de 0, soit parce que les cœurs en question génèrent peu de plutonium par unité de puissance, soit encore pour les deux raisons évoquées simultanément. Ces cœurs tendent donc à être des consommateurs de plutonium. En effet, tous les cœurs présentant une faible valeur de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  tout en permettant d'avoir une fraction de RNR en puissance inférieure à 25% ont une consommation spécifique de plutonium nettement négative, caractéristique des cœurs consommateurs de plutonium (points jaunes sur la Figure IV-17). On constate néanmoins que, parmi les cœurs consommateurs de plutonium en jaune, plus le terme  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  est élevé et plus la fraction de RNR tend à diminuer.

Pour des valeurs de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  supérieures à 0,1 kg/an/MWth, la fraction  $F_{RNR}$  décroît au fur et à mesure que  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  augmente. Ce comportement est similaire à celui de la fraction en nombre de réacteurs  $f_{RNR}$  lorsque  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  augmente, comme expliqué dans la section 4.2.1.1.3, et correspond au comportement prédit par la formulation analytique de  $F_{RNR}$ . Pour des valeurs de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  supérieures à 0,7 kg/an/MWth, des cœurs peuvent être trouvés de telle sorte à avoir  $F_{RNR} < 25\%$  (points en bleu clair). Ces cœurs ont une consommation spécifique inférieure à -0,1 kg/an/MWth, caractéristique des cœurs surgénérateurs.

Enfin, pour des valeurs intermédiaires de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$ , quelques cœurs RNR atteignent des fractions en puissance inférieure à 20% et apparaissent en rouge sur la Figure IV-17. Ce sont de nouveau des cœurs de faible puissance volumique et ayant une CSN proche de 0, en général légèrement consommateurs de plutonium. On retrouve ici le fait que la conception de ces cœurs mène à un compromis entre la maximisation de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  et celle de la CSN. La section 4.2.2.2 présente en détail les paramètres de conception de ces cœurs qui minimisent la fraction de RNR en puissance.

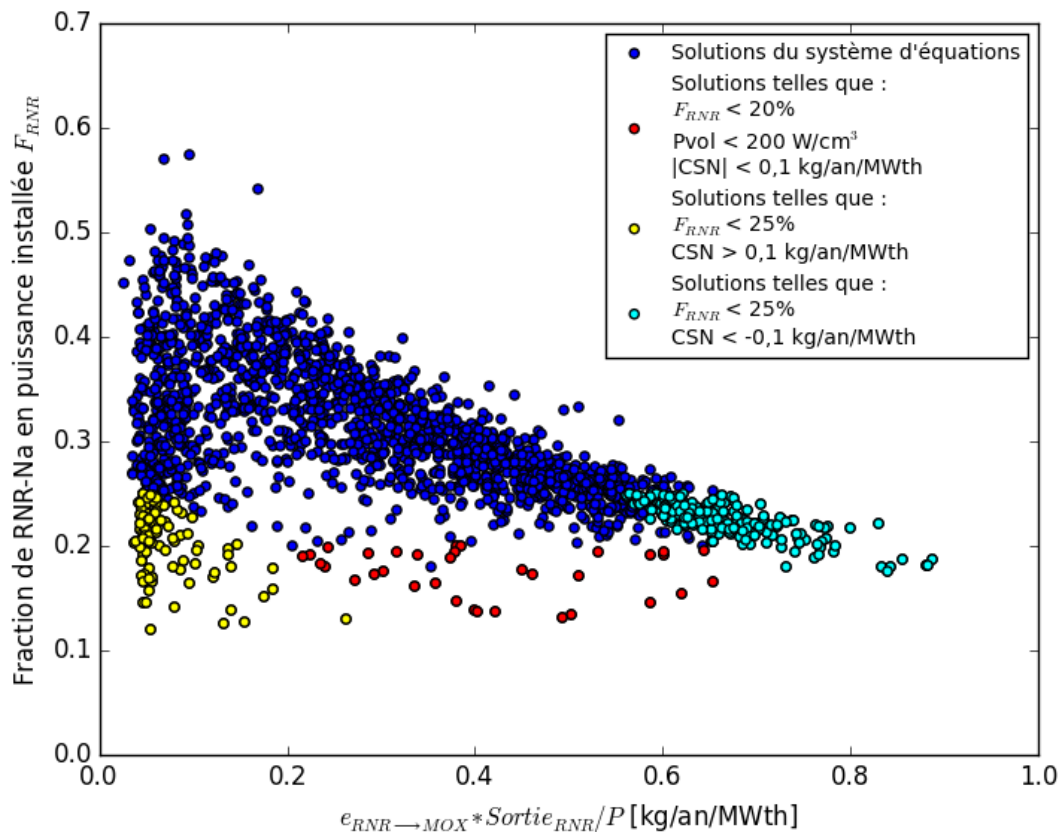


Figure IV-17: Fraction de RNR en puissance en fonction du flux massique annuel par unité de puissance de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX

De l'analyse de l'effet du flux massique de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX par unité de puissance  $e_{RNR \rightarrow MOX} * \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  il ressort que :

- De la même façon que pour l'étude le fraction de RNR en nombre de réacteurs, la maximisation de ce flux est une condition suffisante pour minimiser la fraction de RNR en puissance installée
- Les cœurs facilitant cette maximisation sont des cœurs surgénérateurs (CSN<0)

#### 4.2.2.1.4 Focus sur le terme de flux de plutonium issu des REP MOX

La Figure IV-18 montre l'évolution de la fraction de RNR en puissance en fonction du flux annuel de plutonium issu des REP MOX par unité de puissance, qui dépend linéairement de la fraction de REP MOX en nombre de réacteurs. Les points sont répartis selon un schéma triangulaire, dont le sommet se trouve aux alentours d'un flux de plutonium issu des REP MOX de 0,03 kg/an/MWth. De part et d'autre de ce sommet, la fraction de RNR tend à diminuer. Les cœurs consommateurs de plutonium se situent du côté des flux presque nuls tandis que les cœurs surgénérateurs se placent du côté des flux élevés. Ceci est cohérent avec le rôle de chacun de ces cœurs. Le cœur consommateur récupère tout le plutonium issu des combustibles usés issus de REP MOX et des RNR laissant les REP UOX alimenter les REP MOX. Sachant qu'il faut 8 à 9 REP UOX pour alimenter 1 REP MOX [98], la fraction de REP MOX est minimale. Le cœur surgénérateur pour sa part participe à l'alimentation des REP MOX. La fraction de REP UOX se réduit au profit de la fraction de REP MOX.

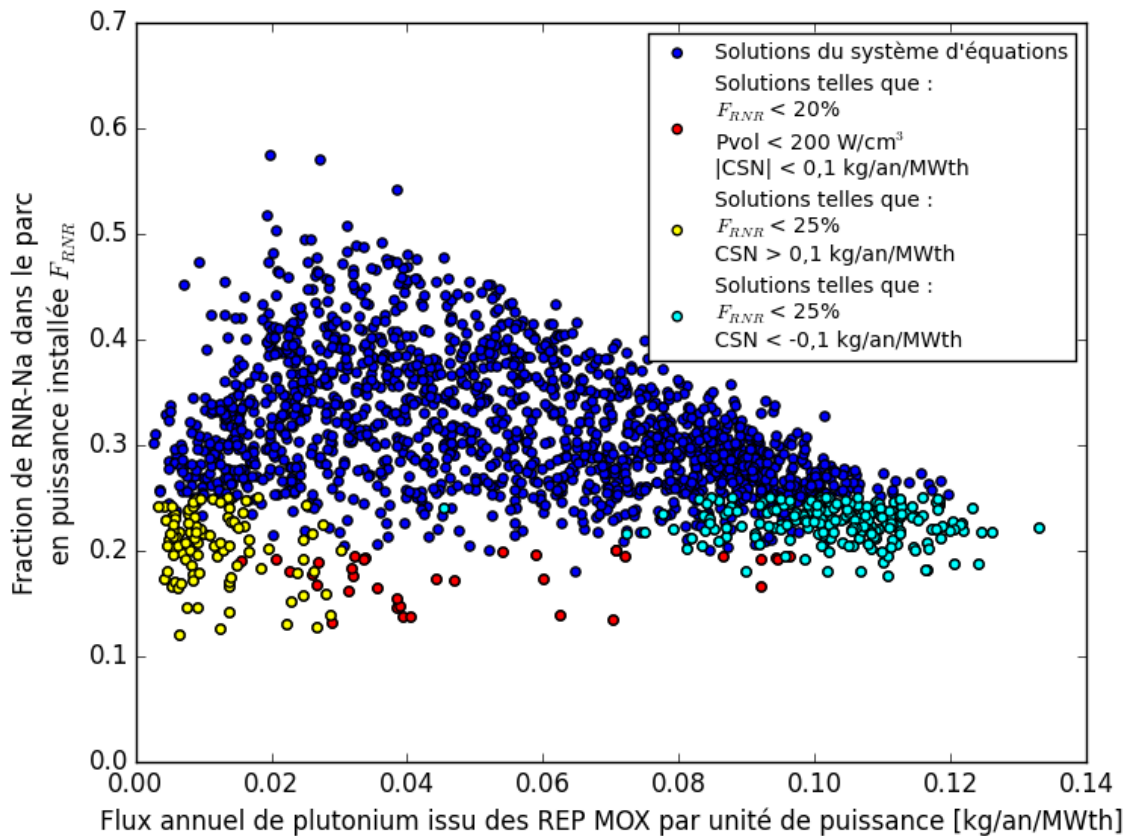


Figure IV-18 : Fraction de RNR en puissance en fonction du flux annuel issu des REP MOX par unité de puissance

Contrairement au cas de l'étude de la fraction de RNR en nombre de réacteurs, le flux de plutonium issu des MOX impacte de façon significative la fraction en RNR en puissance.

#### 4.2.2.1.5 Hiérarchisation

On a vu que différents types de cœurs permettent d'atteindre des fractions de RNR en puissance inférieures à 25%, là où seuls les grands cœurs minimisent la fraction de RNR en nombre de réacteurs. La normalisation par la puissance du réacteur des facteurs qui déterminent la fraction de RNR est au cœur de ce changement.

Commençons en premier lieu par ce qui ne change pas. La Figure IV-19 représente le flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX par unité de puissance  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  en fonction de la CSN des RNR. Le lien entre ces deux grandeurs est le même qu'entre  $e_{RNR \rightarrow MOX} Sortie_{RNR}$  et la CAN des RNR. Pour les CSN négatives, c'est-à-dire pour le cas des cœurs surgénérateurs (points bleus clairs),  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  est toujours au moins 4 fois supérieur à la CSN faisant de lui le facteur prédominant. Pour les CSN positives, c'est-à-dire pour le cas des réacteurs consommateurs de plutonium (points jaunes), les deux facteurs sont du même ordre de grandeur et contribuent à faire diminuer la fraction de RNR en puissance. Enfin, les cœurs de CSN intermédiaire minimisant la fraction de RNR présentent les valeurs maximales de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  pour une CSN donnée, maximisant ainsi le dénominateur de l'expression analytique de la fraction de RNR.

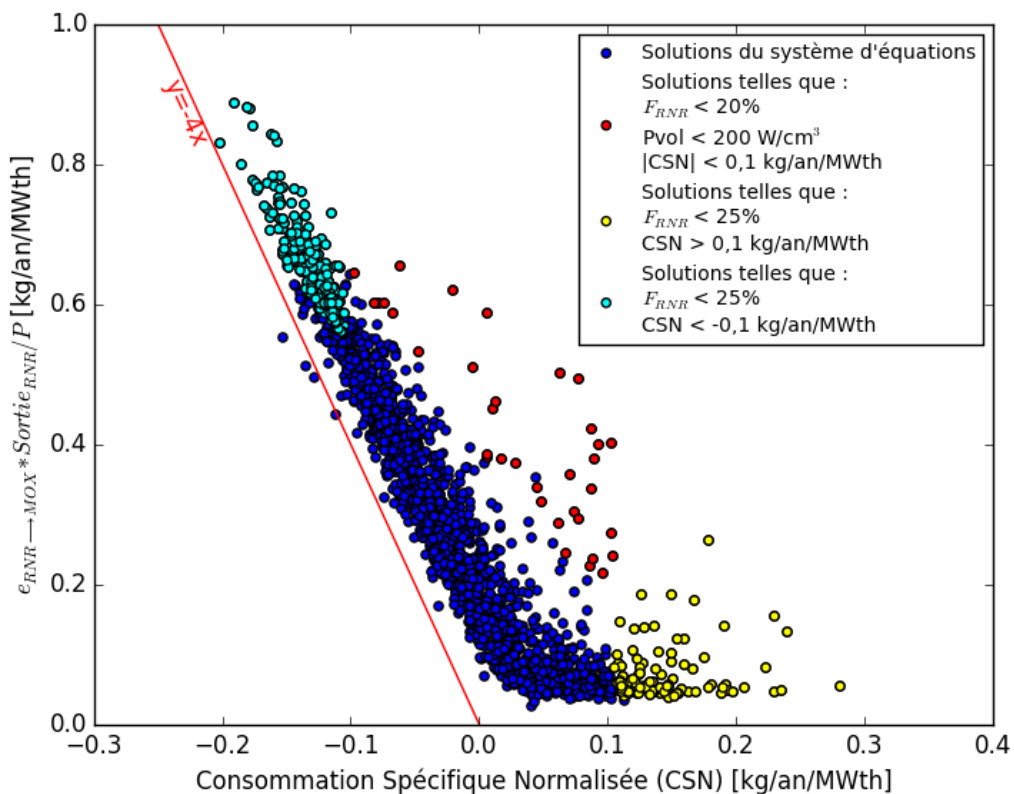


Figure IV-19 : Flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX en fonction de la consommation spécifique normalisée du RNR (CSN)



La différence principale provient de l'importance de la fraction de REP MOX dans le parc. Comme le montre la Figure IV-20, le flux de plutonium issu des REP MOX par unité de puissance est du même ordre de grandeur que la CSN des RNR. Par ailleurs, plus la CSN augmente et plus ce flux diminue, c'est-à-dire plus la fraction de REP MOX diminue. D'un point de vue physique, c'est assez logique : plus le RNR est consommateur de plutonium, plus le plutonium qu'il génère est dégradé, plus il faut de REP UOX pour approvisionner les REP MOX, et donc plus la fraction de REP MOX diminue. Du point de vue de l'expression analytique de la fraction de RNR en puissance, la diminution de la fraction de REP MOX jointe à l'augmentation de la CSN aide à la minimisation de la fraction de RNR. Leurs effets s'additionnent et ont un impact équivalent.

En revanche, plus la CSN du RNR devient négative et plus la fraction de REP MOX augmente. Autrement dit, plus le RNR devient surgénérateur et plus il faut de REP MOX pour absorber ce flux de plutonium. Lorsque ces grandeurs sont normalisées par la puissance, elles deviennent suffisamment importantes pour freiner l'effet du terme  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  qui lui croît avec le gain de régénération du RNR. Ceci explique pourquoi la fraction de RNR en puissance tend à saturer autour de 20% pour les cœurs surgénérateurs.

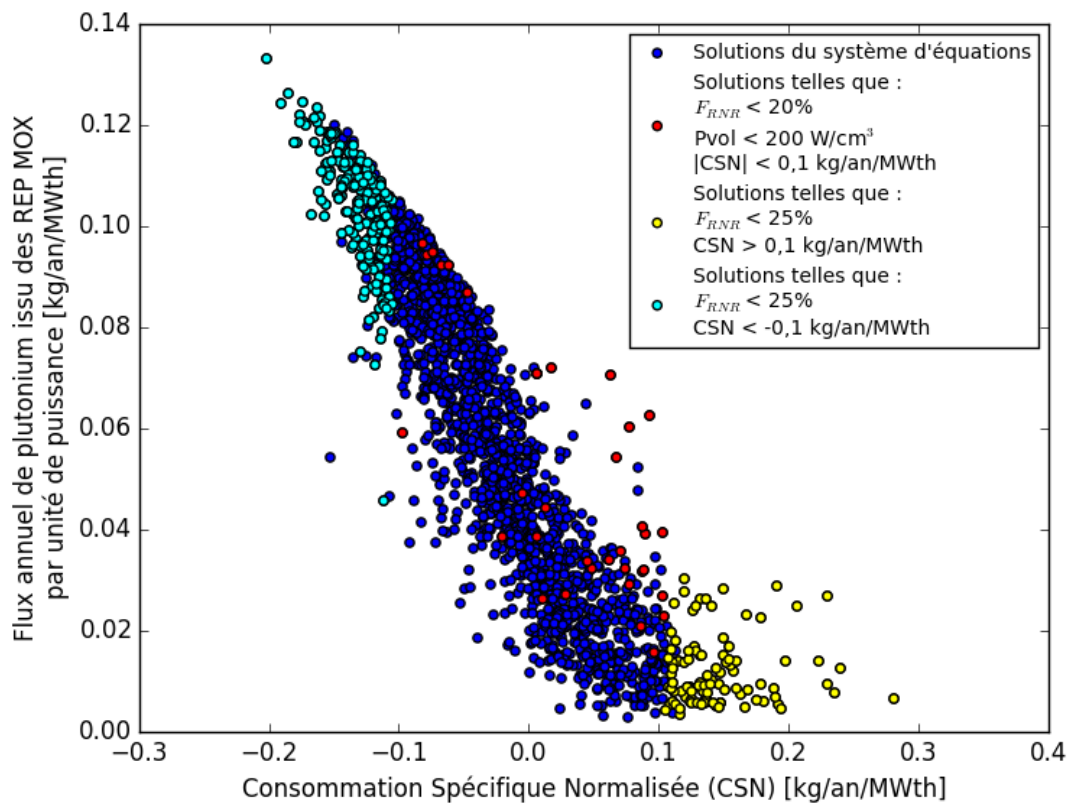


Figure IV-20 : Flux annuel de plutonium issu des REP MOX par unité de puissance en fonction de la consommation spécifique normalisée (CSN)

Contrairement au cas de la fraction de RNR en nombre de réacteurs, les trois termes de l'expression de la fraction de RNR en puissance installée prennent des valeurs du même ordre de grandeur. Il n'y a donc pas une unique façon de minimiser la fraction de RNR en puissance, là où le flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX est nettement prédominant pour la fraction de RNR en nombre de réacteurs.

## Chapitre IV - Etude statique : minimisation de la fraction de RNR dans un parc stabilisant l'inventaire en plutonium

### 4.2.2.2 Analyse détaillée des paramètres de conception des cœurs

L'analyse générale a permis de mettre en avant l'existence de trois types de cœurs permettant la minimisation de la fraction RNR en puissance : les cœurs nettement surgénérateurs, les cœurs nettement consommateurs de plutonium et les cœurs qui font un compromis. Dans cette section, le détail des paramètres de conception de ces trois types de cœurs est présenté à l'aide de graphiques de type cobweb. Le Tableau IV-4 réunit les notations nécessaires à la bonne compréhension des graphiques.

A partir de la formulation analytique de la fraction de RNR en puissance, on construit un nouvel estimateur, la fraction RNR approximée, notée  $F_{RNR}^{Approx}$ , qui met en relation de façon simplifiée les trois paramètres influents la fraction de RNR en puissance, à savoir la fraction de REP MOX en puissance, la CSN et le flux massique annuel par unité de puissance de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX :

$$F_{RNR}^{Approx} = \frac{F_{MOX}}{CSN + e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}} \quad (30)$$

**Tableau IV-4: Notations utilisées dans les graphiques cobwebs**

Coordonnées parallèles				
Abréviation	Nom	Unité	Borne min	Borne max
P	Puissance	MWth	100	4500
Pvol	Puissance volumique	MWth/m <sup>3</sup>	50	350
FC	Fraction combustible	%	30	45
TS	Temps de séjour	JEPP	600	2400
etot	Epaisseur cumulée des couvertures fertiles	cm	3	84
GRNR	Qualité du plutonium en sortie de RNR (fissile et fertile mixé)	-	0,37	0,587
CSN	Consommation Spécifique Normalisée de plutonium	kg/an/MWth	-0,2	0,28
MSP x $e_{RNR \rightarrow MOX}$	Flux annuel du plutonium par unité de puissance issu du RNR utilisé pour la fabrication du combustible MOX pour REP	kg/an/MWth	0,02	0,89
$F_{MOX}$	Fraction de REP MOX en puissance	-	0,07	0,32
$F_{RNR}^{Approx}$	Estimateur de la fraction de RNR approximée	MWth.an/kg	0,27	1,27
$F_{UOX}/F_{MOX}$	Rapport entre la fraction de REP UOX et de REP MOX dans le parc	-	1,3	8,7
$F_{RNR}$	Fraction de RNR en puissance	-	0,12	0,57
Éléments du graphique				
Éléments	Signification			
Courbe verte	Solution du problème issue de l'outil PuMBA			
Courbe bleue	Solution du problème avec $F_{RNR} < 25\%$			
Histogramme	Répartition des valeurs prises par le paramètre			



4.2.2.2.1 Les grands cœurs surgénérateurs

La Figure IV-21 illustre le cas des grands cœurs surgénérateurs. Ces cœurs ont majoritairement une puissance supérieure à 3000 MWth, une puissance volumique inférieure à 200 W/cm<sup>3</sup>, une fraction combustible supérieure à 40%, un temps de séjour inférieur à 1500 JEPP et une épaisseur cumulée de couvertures fertiles supérieure à 40 cm. La combinaison d'une grande puissance et d'une faible puissance volumique conduit à un volume de cœur élevé, qui réduit le nombre de fuites neutroniques et favorise ainsi le gain de régénération interne. La fraction de combustible élevée permet de diminuer la teneur Pu dans le combustible et donc d'augmenter la proportion de fertile dans le cœur. Un temps de séjour court permet de diminuer la réserve de réactivité nécessaire pour assurer la criticité du cœur, et donc de diminuer la teneur en plutonium dans le combustible. Ce dernier effet est original car il est plus habituel de chercher à avoir des temps de séjour longs afin de maximiser le burn-up. Ici, ce choix de conception ne répond pas à la problématique de minimisation de la fraction de RNR dans le parc.

Ces deux effets joints à l'ajout de couvertures fertiles donnent lieu à une maximisation de la qualité moyenne de sortie du plutonium  $G_{RNR}$  supérieure à 58%. Ce plutonium de bonne qualité est donc principalement destiné à alimenter les REP MOX comme le montrent les valeurs élevées de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$ . Pour absorber ces grandes quantités de bon plutonium, la fraction en puissance des REP MOX  $F_{MOX}$  doit alors être comprise entre 20 et 30%. Il apparaît clairement ici que pour les RNR surgénérateurs, c'est la maximisation du terme  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  qui compense la CSN négative et la fraction de MOX  $F_{MOX}$  élevée. L'estimateur  $F_{RNR}^{Approx}$  atteint effectivement des valeurs relativement basses. La fraction de RNR en puissance la plus basse atteinte par un cœur surgénérateur vaut 17,5%, ce qui n'est pas la plus petite fraction obtenue dans cette étude.

Enfin, le RNR participant de façon notable à l'alimentation en plutonium des REP MOX, il devient possible de diminuer nettement la fraction de REP UOX. En effet, avec ces cœurs très surgénérateurs, la proportion de REP UOX par rapport au REP MOX varie entre 1,5 et 2,3. Par exemple, un parc typique serait constitué de 25% de RNR surgénérateurs, 25% de REP MOX et 50% de REP UOX, les fractions étant exprimées en puissance installée. Ces parcs minimisent ainsi la consommation d'uranium naturel et tendent vers un parc permettant la fermeture du cycle.

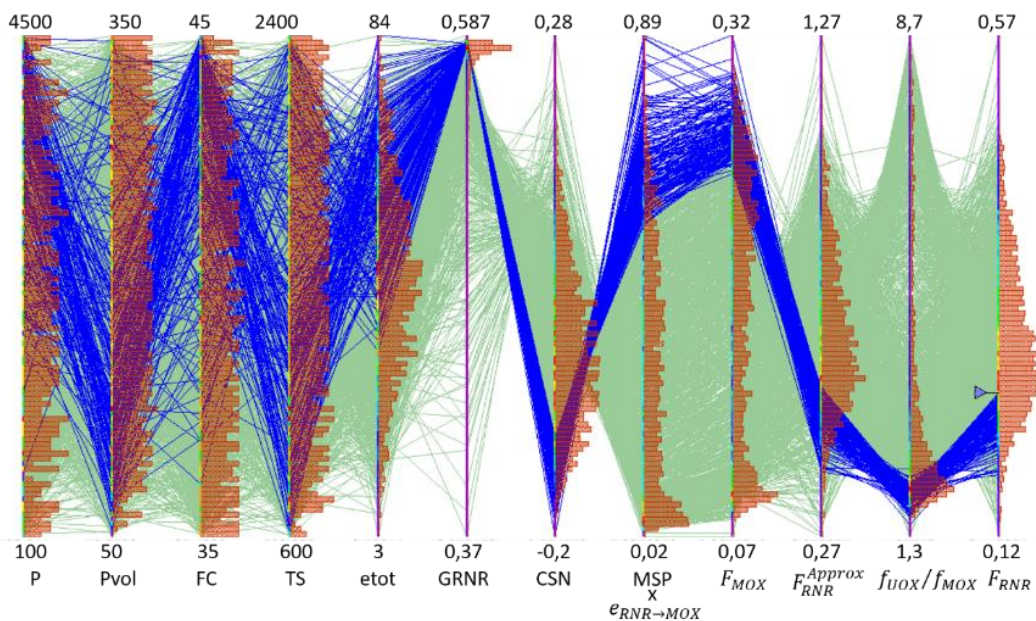


Figure IV-21: Cœurs surgénérateurs menant à une fraction de RNR en puissance inférieure à 25%

4.2.2.2 Les petits cœurs consommateurs de plutonium

La Figure IV-22 correspond au cas des petits cœurs consommateurs de plutonium. Ces RNR présentent des paramètres de conception opposés à ceux présentés précédemment : la majorité des cœurs présentent une puissance inférieure à 1000 MWth, une puissance volumique supérieure à 200 W/cm<sup>3</sup>, une fraction combustible inférieure à 40%, un temps de séjour supérieur à 1500 JEPP, et une épaisseur cumulée de couvertures fertiles inférieure à 40 cm. Ces caractéristiques tendent à faire augmenter la teneur en plutonium du combustible neuf dégradant de cette manière le gain de régénération du cœur.

Toutes ces configurations mènent alors à une qualité moyenne de plutonium de sortie comprise entre 34% et 50%. Cette qualité étant très éloignée de la qualité objectif de 59% attendue pour les REP MOX considérés ici, le plutonium issu des RNR est principalement recyclé en RNR, comme l'attestent les faibles valeurs de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$ . En revanche, les RNR ne participant pas ou très peu à l'alimentation des REP MOX en plutonium, ces derniers représentent une fraction  $F_{MOX}$  très faible, entre 8 et 12,5% du parc. Contrairement au cas des cœurs surgénérateurs, c'est ici l'effet combiné d'une CSN très positive et d'une fraction de REP MOX réduite qui contrebalance la faible proportion de plutonium envoyé aux REP MOX. Ces cœurs sont plus à même de minimiser la fraction de RNR en puissance dans la mesure où la plus petite fraction atteinte vaut 12%, soit 5 points de pourcentage de moins que dans le cas des cœurs surgénérateurs.

Concernant la composition d'un parc avec des cœurs consommateurs de plutonium, la proportion de REP UOX par rapport aux REP MOX varie entre 5,5 et 9 selon la qualité du plutonium issu des RNR. Ce sont donc les REP UOX qui sont chargés de l'alimentation des REP MOX en plutonium. Un parc type contenant des cœurs de RNR consommateurs de plutonium pourrait être constitué de 15% de RNR, 10% de REP MOX et 75% de REP UOX. Ces parcs présentent donc une forte consommation d'uranium naturel, ce qui n'est pas souhaitable du point de vue de l'indépendance énergétique et d'un point de vue environnemental.

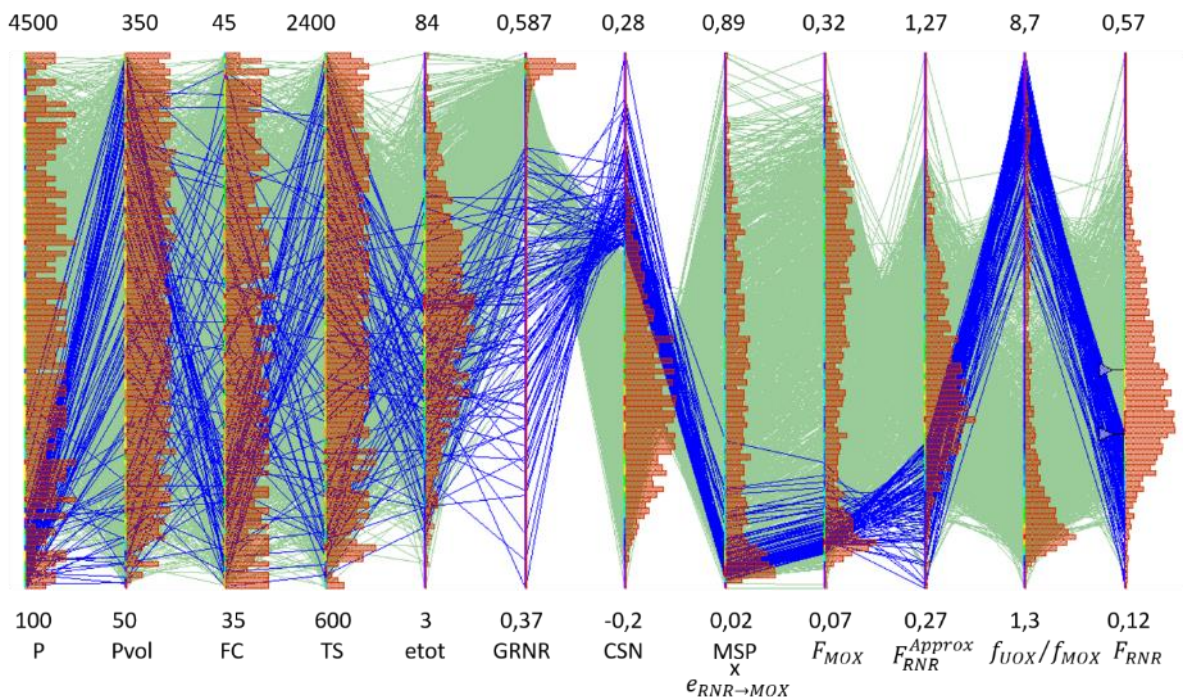


Figure IV-22: Cœurs consommateurs de plutonium menant à une fraction de RNR en puissance inférieure à 25%



4.2.2.2.3 Les cœurs isogénérateurs

Parmi les cœurs minimisant la fraction de RNR en puissance qui ont une CSN proche de 0, c'est-à-dire qui ne sont ni fortement surgénérateurs, ni fortement consommateurs de plutonium, deux tendances ressortent : les cœurs de grande puissance, présentés en Figure IV-23, et les cœurs de petite puissance présentés en Figure IV-24.

Les cœurs de grande puissance ont une puissance supérieure à 3500 MWth, une puissance volumique légèrement inférieure à 200W/cm<sup>3</sup>, une fraction combustible inférieure à 40%, des temps de séjour courts et une épaisseur cumulée de couvertures fertiles autour de 40 cm. Par rapport aux cœurs surgénérateurs vus précédemment, ces cœurs ont une fraction combustible diminuée et moins de couvertures fertiles, diminuant ainsi à la fois leurs gains de régénération interne et externe. Ils présentent alors une CSN proche de 0. La qualité du plutonium récupéré après irradiation en RNR s'en retrouve légèrement réduite et varie entre 56% et 58%. Cette dégradation reste néanmoins limitée et n'empêche pas qu'une quantité notable de plutonium issu des RNR puisse être utilisée en REP MOX, comme le montrent les valeurs de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$ . La fraction de REP MOX s'aligne alors sur la masse de plutonium qui peut être allouée aux REP MOX. Contrairement aux cas des cœurs surgénérateurs et consommateurs de plutonium, ces cœurs ne maximisent aucun des trois paramètres influents de la fraction de RNR en puissance, mais ils donnent lieu à des valeurs moyennes de CSN, de  $e_{RNR \rightarrow MOX} \frac{Sortie_{RNR}}{P}$  et de  $F_{MOX}$  de telle sorte que  $F_{RNR}^{Approx}$  et par suite  $F_{RNR}$  soient minimales.

Enfin, en reprenant l'expression de la fraction de RNR en puissance en fonction de la fraction de RNR en nombre de réacteurs, lorsque  $P \approx P_{REP}$ , on a  $F_{RNR} = f_{RNR}$ . Autrement dit, pour les cœurs d'une puissance d'environ 4000 MWth, les cœurs minimisant la fraction de RNR en nombre de réacteurs minimisent aussi la fraction de RNR en puissance. C'est le cas des cœurs de la Figure IV-23. Ces cœurs seront nommés dans la suite « grands cœurs isogénérateurs ».

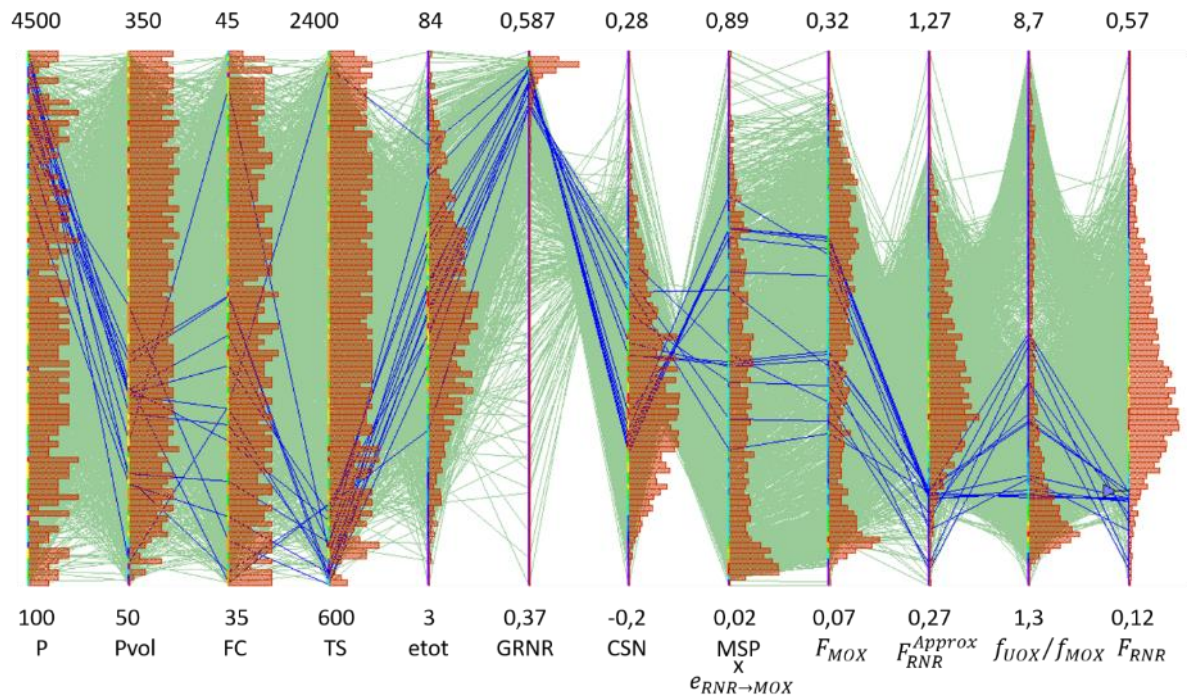


Figure IV-23: Cœurs de grande puissance présentant une CSN proche de 0 et menant à une fraction de RNR en puissance inférieure à 20%

Les cœurs de petite puissance quant à eux ont une puissance inférieure à 1000 MWth, une puissance volumique inférieure à 110 W/cm<sup>3</sup>, des fractions combustibles fluctuantes, des temps de séjour majoritairement supérieurs à 1500 JEPP et une épaisseur cumulée de couvertures fertiles supérieure à 40 cm. Deux principales différences peuvent donc être observées par rapport aux cœurs consommateurs de plutonium étudiés dans la section 4.2.2.2.2. Tout d'abord, la puissance volumique très basse de ces cœurs leur assure un volume suffisamment conséquent pour limiter le nombre de fuites neutroniques. La réduction des fuites neutroniques permet de diminuer la teneur en plutonium du combustible et stimule ainsi le gain de régénération interne. La deuxième différence est la grande quantité de couvertures fertiles utilisées ici qui, combinées à un temps d'irradiation long, stimule la production de plutonium dans les couvertures et permet de dynamiser la qualité du plutonium sortant du RNR. On remarque en effet que la qualité atteinte par le plutonium issu de ces cœurs oscille entre 56% et 58%, tandis qu'elle ne dépassait pas les 50% dans le cas des cœurs consommateurs de plutonium.

Physiquement, ces cœurs de petite puissance sont capables à la fois d'absorber des flux importants de plutonium issu des REP MOX grâce à leur puissance volumique basse qui leur octroie un volume de cœur élevé, mais aussi d'augmenter suffisamment la qualité du plutonium grâce à leurs couvertures fertiles pour alimenter les REP MOX. Pour rappel, le plutonium issu des zones fissiles et celui issu des zones fertiles sont mélangés ici. Dans la suite, ces cœurs seront nommés « petits cœurs isogénérateurs ».

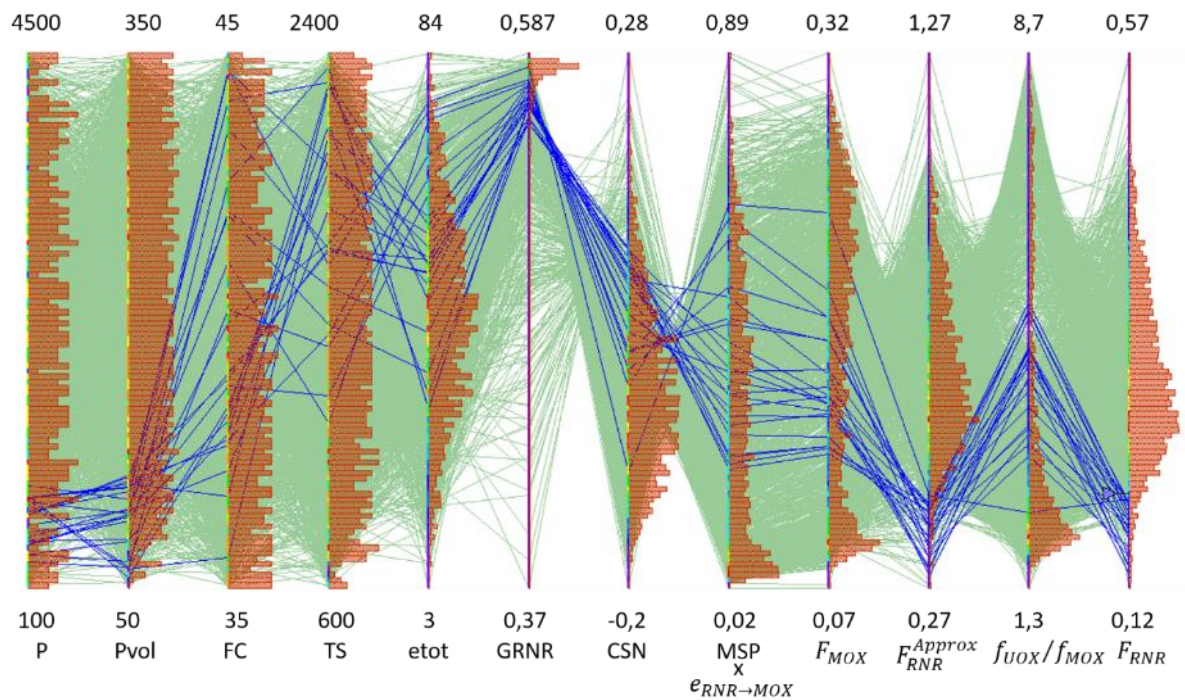


Figure IV-24: Conceptions de cœurs de petite puissance présentant une CSN proche de 0 et menant à une fraction de RNR en puissance inférieure à 20%

Quatre familles de cœurs minimisent la fraction de RNR en puissance installée :

- Les grands cœurs surgénérateurs
- Les petits cœurs consommateurs de plutonium
- Les grands cœurs isogénérateurs
- Les petits cœurs isogénérateurs

#### 4.2.3 Comparaison des deux approches : quelles conceptions retenir ?

L'objectif de cette section est dans un premier temps de faire le bilan des familles de conceptions obtenues qui minimisent la fraction de RNR en nombre de réacteurs et en puissance. Ensuite, des critères du cycle et des critères environnementaux sont analysés.

##### 4.2.3.1 Bilan des réacteurs dont la fraction est minimale

Le Tableau IV-5 réunit les différentes familles de conceptions RNR qui minimisent soit la fraction de RNR en nombre de réacteurs, soit la fraction de RNR en puissance. Pour chaque famille, une indication sur la valeur des paramètres de conception est donnée selon que cette indication concerne la quasi-totalité des cœurs de la famille (police en gras) ou au moins la moitié des cœurs de la famille (police normale). L'absence de valeur pour un paramètre de conception donné signifie qu'aucune tendance claire ne se dégage concernant ce paramètre pour les cœurs de la famille de RNR concernée. A la fin du tableau, un intervalle des fractions en nombre de réacteurs et en puissance est donné pour chaque famille afin de pouvoir comparer les différentes familles entre elles.

**Tableau IV-5 : Synthèse des familles de conceptions de RNR minimisant la fraction de RNR en nombre de réacteurs ou en puissance**

Famille de réacteurs	Unités	RNR minimisant la fraction en nombre de réacteurs	RNR minimisant la fraction en puissance			
		Grands cœurs	Grands cœurs surgénérateurs	Petits cœurs consommateurs de plutonium	Grands cœurs isogénérateurs	Petits cœurs isogénérateurs
Puissance	MWth	<b>&gt; 3500</b>	<b>&gt; 3000</b>	<b>&lt; 1000</b>	<b>&gt; 3500</b>	<b>&lt; 1000</b>
Puissance volumique	W/cm3	<b>&lt; 200</b>	<b>&lt; 200</b>	<b>&gt; 200</b>	<b>&lt; 200</b>	<b>&lt; 120</b>
Fraction combustible	-	<b>&gt; 40%</b>	<b>&gt; 40%</b>	<b>&lt; 40%</b>	<b>&lt; 40%</b>	-
Temps de séjour	JEPP	<b>&lt; 1500</b>	< 1500	<b>&gt; 1500</b>	<b>&lt; 1000</b>	<b>&gt; 1500</b>
Epaisseur cumulée de couvertures fertiles	cm	<b>&gt; 40</b>	<b>&gt; 40</b>	<b>&lt; 40</b>	<b>≈ 40</b>	<b>&gt; 40</b>
Fraction en nombre de réacteurs	-	[13% - 25%]	[18% - 68%]	[42% - 92%]	[13% - 25%]	[45% - 75%]
Fraction en puissance	-	[13,5% - 25%]	[17,5% - 25%]	[12% - 25%]	[13,5% - 20%]	[13% - 20%]

Commençons par analyser ce tableau du point de vue des paramètres de conception. La minimisation de la fraction RNR, qu'elle soit évaluée en nombre de réacteurs ou en puissance, est plus probable avec des cœurs de grande puissance, supérieure à 3000 MWth, ou de basse puissance, inférieure à 1000 MWth. Les plus basses fractions en puissance ne sont que rarement atteintes par des cœurs dont

la puissance est située entre 1000 et 3000 MWth. Effectivement, parmi les 2000 conceptions RNR échantillonnées, 89 mènent à une fraction en puissance inférieure à 20% : 58 ont une puissance inférieure à 1000 MWth, 23 ont une puissance supérieure à 3000 MWth et seulement 8 ont une puissance intermédiaire. Cela s'explique par le fait que les cœurs de grande puissance tendent naturellement à maximiser la composante de flux massique annuel dans les deux expressions de la fraction de RNR, tandis que les petites puissances maximisent la composante de consommation de plutonium tout en minimisant la fraction de REP MOX dans le parc. Pour les cœurs de puissance intermédiaire, il faut trouver un compromis entre les différents facteurs de l'expression de la fraction de RNR en puissance, ce qui est plus délicat à obtenir.

Par ailleurs, les puissances volumiques inférieures à 200 W/cm<sup>3</sup> semblent faciliter la minimisation de la fraction de RNR de manière générale. Parmi les 89 conceptions minimisant la fraction de RNR en puissance, 69 ont une puissance volumique inférieure à 200 W/cm<sup>3</sup> alors que 20 ont une puissance volumique supérieure. La puissance volumique joue deux rôles dans la minimisation de la fraction de RNR. D'une part, elle augmente la composante de flux massique annuel dédié aux REP MOX. En effet, plus la puissance volumique diminue et plus le volume du cœur augmente, faisant alors croître le nombre d'assemblages combustibles. D'autre part, l'augmentation du volume du cœur réduit le nombre de fuites neutroniques et améliore le gain de régénération interne du cœur. De cette façon, la qualité du plutonium récupéré en sortie du RNR est améliorée, ce qui permet de transférer une plus grande fraction du plutonium issu des RNR aux REP MOX, faisant ainsi diminuer la fraction de RNR dans le parc. Ce résultat va à l'encontre du paradigme économique de maximisation de la puissance volumique. A puissance fixée, la diminution de la puissance volumique entraîne une augmentation du volume du cœur et donc généralement un surcoût. Ce surcoût risque alors de retarder la date à partir de laquelle le réacteur devient rentable ce qui n'est pas souhaitable d'un point de vue économique. Les résultats trouvés montrent que, du point de vue du cycle, la minimisation de la fraction de RNR, en nombre de réacteurs ou en puissance, est réalisable par le recours à des cœurs de faible puissance volumique. Il serait donc intéressant d'étudier l'économie du cycle combustible dans son ensemble et de voir si la minimisation de la fraction de RNR est bien la solution la moins coûteuse, auquel cas le paradigme de maximisation de la production électrique à l'échelle d'un réacteur doit changer.

La fraction combustible, le temps de séjour et l'épaisseur cumulée de couvertures fertiles semblent pour leur part servir d'ajustement pour moduler à la fois le flux annuel de plutonium que peut produire le RNR ainsi que la qualité de ce plutonium. Si la puissance et la puissance volumique sont des paramètres de premier ordre, ces trois derniers paramètres semblent plus de second ordre.

Il ressort de ce tableau que la famille des « grands cœurs », dont la puissance dépasse 3500 MWth, la puissance volumique est inférieure à 200 W/cm<sup>3</sup> et le temps de séjour reste sous le seuil des 1500 JEPP minimisent à la fois la fraction de RNR en nombre de réacteurs et en puissance. Cette famille réunit des cœurs issus de la famille des « grands cœurs surgénérateurs » ainsi que de la famille des « grands cœurs isogénérateurs ». Ces cœurs peuvent donc jouer différents rôles dans un parc, depuis la surgénération marquée jusqu'à la consommation légère de plutonium. Cette variabilité permet de donner une certaine flexibilité en ce qui concerne la composition du parc final tout en assurant la minimisation simultanée de la fraction de RNR en nombre de réacteurs et en puissance. Ainsi, ce sont les réacteurs de grande puissance et de grand volume qui présentent le plus de flexibilité tout en maintenant des performances optimales.

Si l'accent est plutôt mis sur la fraction de RNR en puissance, alors une plus grande diversité de cœurs est disponible. Du fait de cette diversité, il semble pertinent de recourir à une liste de critères supplémentaires afin de hiérarchiser les différentes solutions trouvées. Dans la section suivante, des critères liés aux usines du cycle sont étudiés.



4.2.3.2 Respect de critères du cycle

Deux critères liés au cycle sont étudiés ici : la teneur en plutonium dans le combustible RNR et la capacité des usines du cycle.

4.2.3.2.1 Teneur en plutonium

Le procédé actuel de retraitement recourt à de l'acide nitrique pour extraire le plutonium du combustible irradié. Or, le rendement de cette méthode diminue drastiquement lorsque la teneur en plutonium dépasse les 30% [43], rendant l'emploi de combustible dont la teneur est supérieure à 30% incompatible avec cette méthode de retraitement.

La Figure IV-25 montre la fraction de RNR en puissance en fonction de la teneur en plutonium dans les différentes conceptions étudiées, et en particulier dans les familles de réacteurs identifiées dans la section précédente. L'intégralité des cœurs de la famille des surgénérateurs (points bleus clairs) ainsi que ceux de la famille des isogénérateurs (points rouges) ont des teneurs Pu inférieures à 30%. La teneur en plutonium n'est donc pas un critère limitant pour ces cœurs.

En revanche, environ la moitié des cœurs consommateurs de plutonium (points jaunes) présente une teneur en plutonium comprise entre 30 et 55%. Cela vient du fait que l'augmentation de la consommation spécifique passe par une minimisation de la quantité d'uranium appauvri en cœur de telle sorte à limiter la production de plutonium. La teneur en plutonium est alors maximisée. L'autre moitié des cœurs consommateurs de plutonium a une teneur en plutonium comprise entre 18 et 30%. La majorité de ces cœurs ont une puissance inférieure à 600 MWth et une puissance volumique inférieure à 150 W/cm<sup>3</sup>.

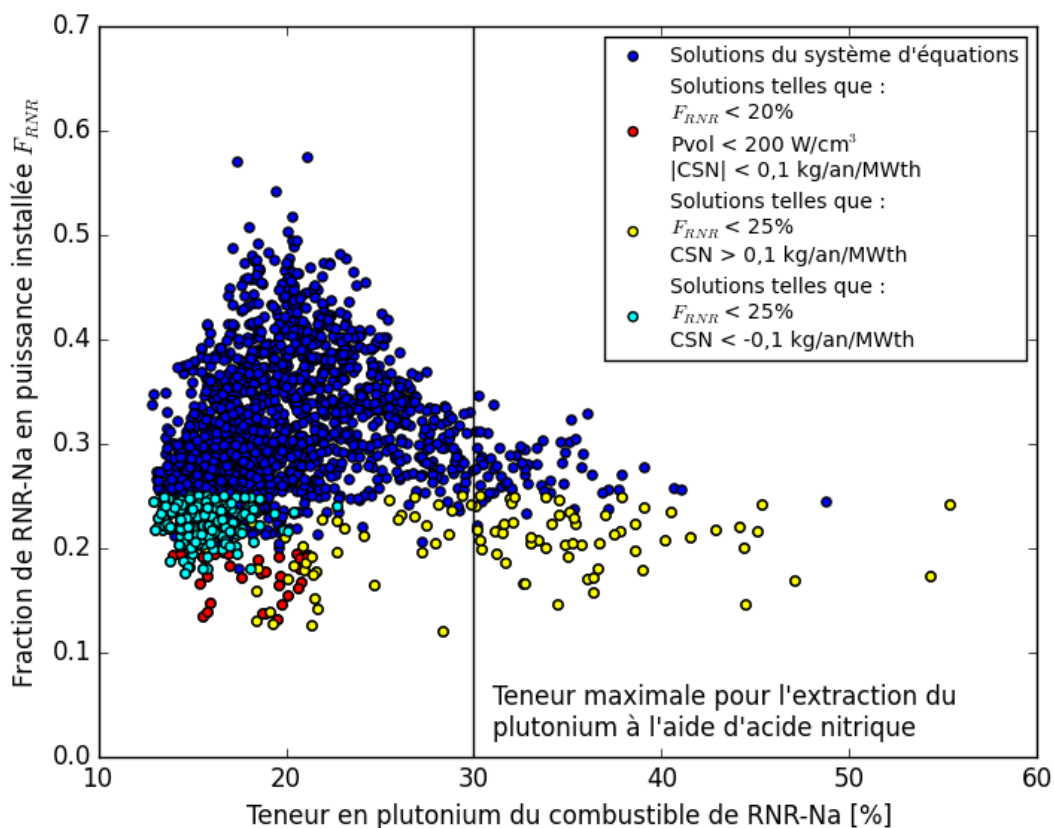


Figure IV-25 : Fraction de RNR en puissance en fonction de la teneur en plutonium des combustibles frais de RNR

Les familles de cœurs surgénérateurs et isogénérateurs ont une teneur en plutonium inférieure à 30% et sont donc compatibles avec le procédé de dissolution du plutonium à l'aide d'acide nitrique. En revanche, de nombreux cœurs consommateurs de plutonium dépassent cette limite.

#### 4.2.3.2.2 Capacité des usines de retraitement / de fabrication

Une des grandeurs d'intérêt pour le cycle est la capacité des usines de retraitement et de fabrication. A l'équilibre, la minimisation de la capacité de ces usines est plus avantageuse économiquement. Idéalement, les économies faites sur la capacité des usines seraient à comparer avec le coût total des réacteurs du parc. Les évaluations du coût de construction des RNR n'étant pas fiable à l'heure actuelle, cette comparaison ne sera pas faite ici.

A l'équilibre, les capacités des usines de fabrication et des usines de retraitement sont égales. Effectivement, les usines de fabrication doivent préparer les assemblages neufs, correspondant au flux d'entrée des réacteurs, pendant que les usines de retraitement retraitent les combustibles et couvertures fertiles irradiés, correspondant au flux de sortie des réacteurs. Dans la mesure où tous les combustibles sont retraités, les capacités des usines de fabrication et de retraitement sont nécessairement égales.

Reste à déterminer le flux d'assemblages combustibles annuels correspondant à chaque type de réacteur. Dans la suite, on l'exprimera en tonnes de combustibles par an et par unité de puissance. Avec les hypothèses prises pour le REP UOX et le REP MOX, le flux d'assemblages combustibles associés à ces réacteurs vaut 5,7 t/an/GWth. En ce qui concerne les RNR, la Figure IV-26 met en évidence que le flux de combustibles d'un RNR est inversement proportionnel au produit de la puissance volumique du cœur avec le temps de séjour des combustibles en cœur ou temps d'irradiation total. D'une part, plus la puissance volumique est élevée et moins il y a d'assemblages combustibles en cœur, et d'autre part, plus le temps d'irradiation est long et plus la fréquence de chargement/déchargement du cœur diminue, conduisant à une baisse du flux annuel de combustible. Ainsi, les cœurs caractérisés par une grande puissance volumique et des temps d'irradiation longs, qui sont généralement consommateurs de plutonium, devraient tendre à minimiser la capacité des usines du cycle, tandis que les cœurs dotés d'une faible puissance volumique et d'un faible temps d'irradiation devraient maximiser la capacité des usines du cycle. La quantité variable de couvertures fertiles dans les différentes conceptions étudiées explique la dispersion des points autour de la tendance principale.



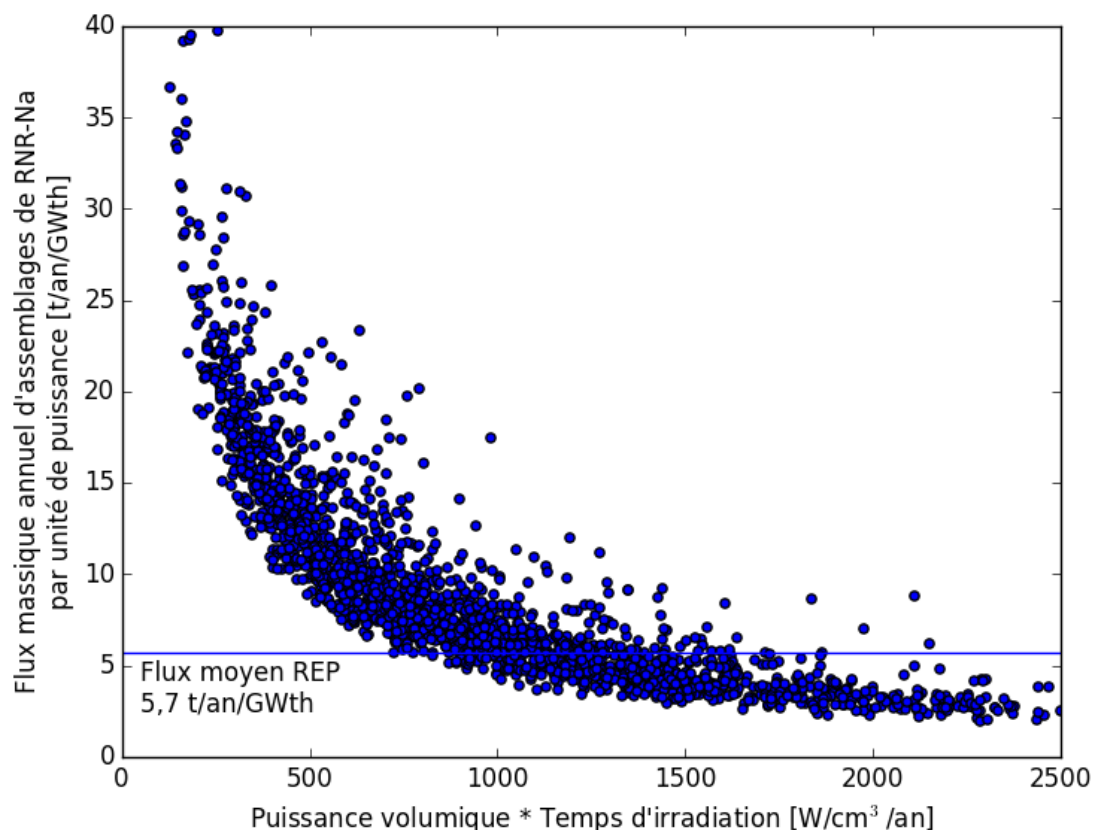


Figure IV-26 : Flux massique annuel d'assemblages de RNR par unité de puissance en fonction du produit de la puissance volumique avec le temps d'irradiation

La Figure IV-27 montre la fraction de RNR en puissance installée par rapport à la capacité des usines. Comme attendu, parmi les cœurs qui minimisent la fraction de RNR en puissance, ce sont les cœurs les plus consommateurs de plutonium qui minimisent la capacité des usines du cycle, avec une capacité installée de 5 t/an/GWth. Tous ces cœurs ont une teneur de plutonium supérieure à 30% du fait de leurs puissances volumiques et de leurs temps d'irradiation élevés. Les cœurs consommateurs de plutonium ainsi que les cœurs isogénérateurs, dont la teneur en plutonium est inférieure à 30%, donnent lieu à des capacités d'usines supérieures à 6,5 kg/an/GWth, soit 30% d'augmentation par rapport aux cœurs les plus consommateurs. Cela vient du fait que ces cœurs ont une puissance volumique diminuée leur permettant de passer sous la barre des 30% de teneur. Les cœurs surgénérateurs pour leur part mènent à des capacités d'usines comprises entre 5,5 et 10 t/an/GWth.

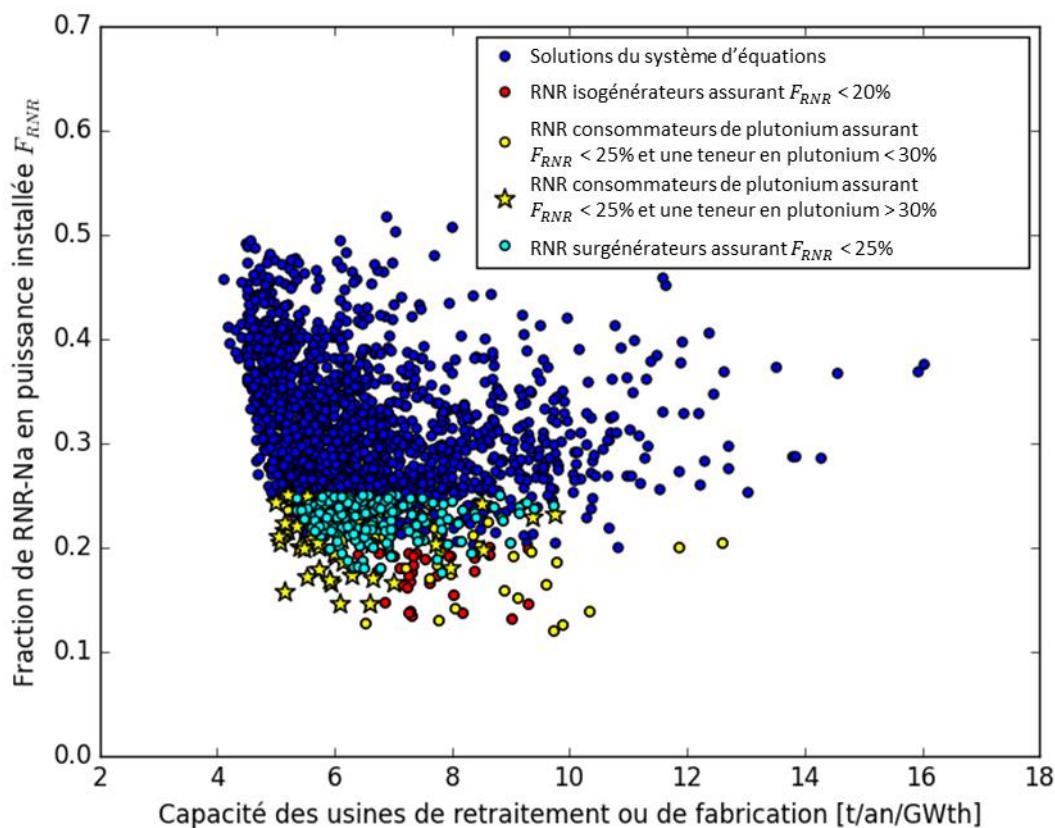


Figure IV-27 : Fraction de RNR en puissance en fonction de la capacité des usines de fabrication et de retraitement du parc

Certains petits cœurs les plus consommateurs de plutonium parviennent à minimiser la capacité des usines de retraitement. Les autres familles de cœurs ont des capacités d'usines similaires.

#### 4.2.3.3 Aspects environnementaux

Deux critères liés à l'environnement sont étudiés ici : l'inventaire en plutonium, qui quantifie la masse de plutonium présente dans le cycle, et la consommation d'uranium.

##### 4.2.3.3.1 Inventaire en plutonium

###### 4.2.3.3.1.1 Définition de l'inventaire en plutonium

L'inventaire en plutonium associé à un réacteur prend en compte la masse de plutonium présente en son sein ainsi que la masse de plutonium présente dans le cycle qui lui est liée, comme par exemple la masse de plutonium dans les combustibles en entreposage ou dans l'usine de fabrication. L'inventaire en plutonium est à minimiser. On se propose ici d'estimer l'inventaire d'un réacteur à partir des flux annuels de plutonium d'entrée  $m_e$  et de sortie  $m_s$  dudit réacteur.

Commençons par l'inventaire en plutonium présent à l'extérieur du cœur. Selon les hypothèses considérées pour cette étude, le combustible utilisé est refroidi 5 ans avant de pouvoir être retraité. En raisonnant avec des flux annuels, cela correspond à 5 fois la masse annuelle qui sort du cœur, soit  $5 m_s$ . Une fois le plutonium extrait du combustible utilisé, 2 ans de vieillissement/fabrication passent avant le chargement effectif du combustible neuf en cœur. Il y a donc  $2 m_e$  tonnes de plutonium dans le combustible frais. L'inventaire en plutonium présent à l'extérieur du cœur est ainsi estimé à  $5 m_s + 2 m_e$ .

Reste l'inventaire dans le cœur du réacteur. Celui-ci évolue au cours de l'irradiation, dont la durée totale vaut TS. Au début de l'irradiation,  $m_e$ TS tonnes de plutonium sont chargées en cœur. En fin d'irradiation,  $m_s$ \*TS tonnes sont déchargées. Entre ces deux instants, l'inventaire passe par toutes les valeurs entre  $m_e$ \*TS et  $m_s$ \*TS puisque l'évolution de la masse en cœur se doit d'être continue. On choisit pour valeur de l'inventaire correspondant au cœur  $\frac{(m_e+m_s)TS}{2}$ . L'inventaire total associé à un réacteur s'écrit alors :

$$\text{Inventaire réacteur} = \frac{(m_e + m_s) TS}{2} + 5 m_e + 2 m_s \quad (31)$$

Dans le cas du RNR, il est intéressant de faire apparaître la consommation de plutonium du cœur de la façon suivante :

$$\text{Inventaire RNR} = \frac{(m_e + m_s) TS}{2} + 5 (m_e - m_s) + 7 m_s \quad (32)$$

La consommation de plutonium du RNR ( $m_e - m_s$ ) ainsi que le flux de plutonium en sortie de RNR  $m_s$  devaient être maximisés dans le but d'atteindre les plus petites fractions de RNR en nombre de réacteurs (cf partie 4.2.1.1.5). Or d'après l'expression ci-dessus, leur maximisation va aussi maximiser l'inventaire en plutonium lié au RNR. Un compromis est donc à trouver entre la minimisation de la fraction de RNR et la minimisation de l'inventaire en plutonium dans le parc.

#### 4.2.3.3.1.2 Comparaison des parcs stabilisant l'inventaire en plutonium

Le plutonium est une matière nucléaire utile comme combustible, mais contribuant de manière prépondérante à la radiotoxicité du combustible usé. C'est pourquoi il semble opportun de stabiliser son inventaire à une valeur la plus basse possible. La Tableau IV-6 présente l'inventaire en plutonium associé aux REP ainsi que des intervalles de variation pour les inventaires des RNR des différentes familles identifiées précédemment. L'inventaire lié aux REP UOX est a minima 14 fois inférieur à l'inventaire dû aux REP MOX ou aux RNR du fait de la faible teneur en plutonium dans leurs assemblages (environ 1% en fin d'irradiation). L'inventaire associé à une conception de RNR permettant d'assurer une fraction de RNR en puissance inférieure à 25% varie entre 7 et 70 kg/MWth. On s'attend donc à observer une grande disparité dans les inventaires des parcs à l'équilibre. En effet, dans le cas de parcs contenant des RNR consommateurs de plutonium, la fraction en REP UOX est élevée, assurant vraisemblablement les valeurs d'inventaires les plus basses. Dans le cas de parcs contenant des cœurs surgénérateurs, la fraction en REP UOX est diminuée, au profit de celle des REP MOX. L'inventaire total de ce genre de parcs sera alors plus important.

**Tableau IV-6: Inventaire en plutonium par unité de puissance pour chaque type de réacteur**

	REP UOX	REP MOX	RNR surgénérateur (CSN<0,1 kg/an/MWth)	RNR consommateurs de plutonium (CSN>0,1 kg/an/MWth)	Grands RNR isogénérateurs	Petits RNR isogénérateurs
Inventaire en plutonium [kg/MWth]	0,5	7,0	[7,2 - 26,5]	[7,2 - 69,3]	[14,3 - 26,7]	[17,4 - 32,2]

La Figure IV-28 présente la fraction de RNR en puissance en fonction de l'inventaire du parc associé au RNR. Tout d'abord, de grandes disparités apparaissent. Pour les cœurs assurant une fraction de RNR en puissance inférieure à 25%, l'inventaire peut prendre une valeur comprise entre 2 et 11 kg/MWth, soit quasiment un facteur 6 de différence. Comme attendu, seuls les cœurs fortement consommateurs de plutonium permettent d'atteindre les valeurs minimales d'inventaire de parc tout en assurant une

fraction de RNR inférieure à 25%. Selon la conception de RNR considérée, l'inventaire peut varier entre 2 et 4 kg/MWth. Ensuite, les cœurs surgénérateurs ainsi que les cœurs intermédiaires donnent lieu à des inventaires de parc similaires, compris entre 4 et 8 kg/MWth. Un cœur consommateur de plutonium bien choisi conduit donc à un parc dont l'inventaire en plutonium est réduit de moitié par rapport à un parc contenant des RNR surgénérateurs ou des RNR isogénérateurs. En revanche, les cœurs consommateurs de plutonium menant aux inventaires de parc les plus faibles dépassent tous la teneur en plutonium de 30%.

Ainsi, un premier compromis est à faire. Si l'hypothèse d'un changement de technologie pour le retraitement est acceptable, alors les cœurs consommateurs de plutonium sont les seuls à assurer simultanément une fraction de RNR en puissance installée dans le parc inférieure à 20-25% et un inventaire en plutonium strictement inférieur à 4kg/MWth. En revanche, si la technologie de retraitement doit utiliser la dissolution du plutonium par l'acide nitrique, alors la limite de 30% devient une contrainte et l'inventaire minimum atteignable vaut 4 kg/MWth. Plusieurs types de cœurs donnent accès à un inventaire de parc de 4 kg/MWth tout en assurant une fraction inférieure à 20-25%, qu'il s'agisse de cœurs surgénérateurs, consommateurs de plutonium ou intermédiaires.

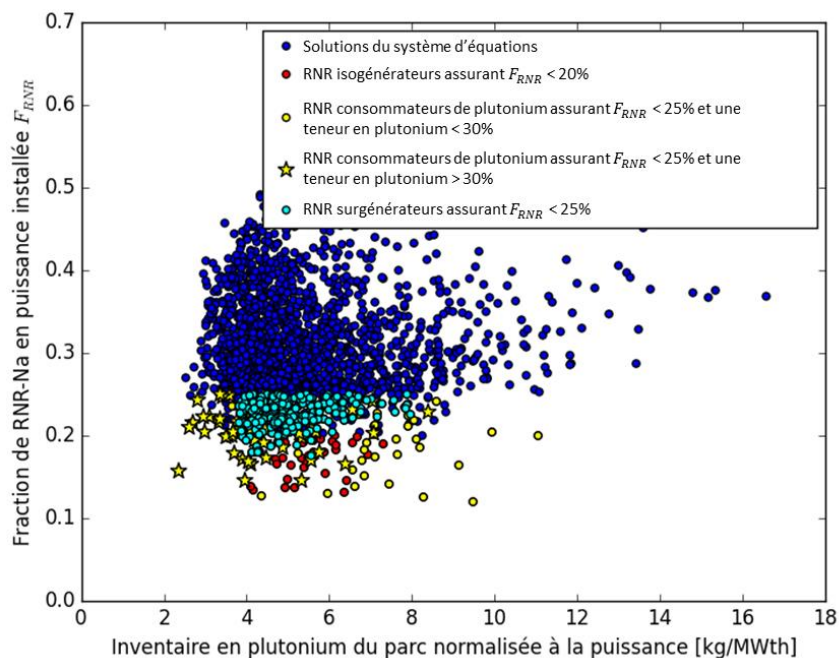


Figure IV-28 : Fraction de RNR en puissance installée en fonction de l'inventaire en plutonium du parc à l'équilibre

#### 4.2.3.3.2 Consommation d'uranium

##### 4.2.3.3.2.1 Uranium appauvri

Les combustibles MOX pour REP et RNR sont faits sur un support d'uranium appauvri. L'uranium appauvri est donc une ressource indispensable pour le bon fonctionnement du parc. Or, en France, l'uranium appauvri a été accumulé depuis le déploiement des REP. Selon [ANDRA 2020], les stocks d'uranium appauvri s'élevaient à 318 000 tonnes en 2018. Une fois le parc actuel arrivé en fin de vie, ces stocks devraient atteindre les 400 000 tonnes. La Figure IV-29 montre un histogramme de la quantité d'uranium appauvri qui serait consommée lors de 100 ans de fonctionnement de parcs composés de REP UOX, de REP MOX et de RNR assurant l'équilibre de l'inventaire en plutonium, en faisant l'hypothèse conservatrice que l'uranium n'est pas recyclé. Une puissance installée de 175 GWth a été considérée ici, ce qui correspond approximativement à 60 GWe en prenant un rendement global de 35%. En moyenne, les parcs consomment 57 000 tonnes d'uranium appauvri en 100 ans, ce qui est

très loin des inventaires d'ores et déjà disponibles. Plus généralement, aucun parc trouvé à la suite de la résolution du système d'équations pour l'équilibre de l'inventaire en plutonium ne consomme plus de 250 000 tonnes en 100 ans de fonctionnement. Ainsi, avec les réserves déjà constituées, l'uranium appauvri n'est pas une ressource critique d'un point de vue de sa disponibilité, même dans l'hypothèse où l'uranium ne serait pas recyclé.

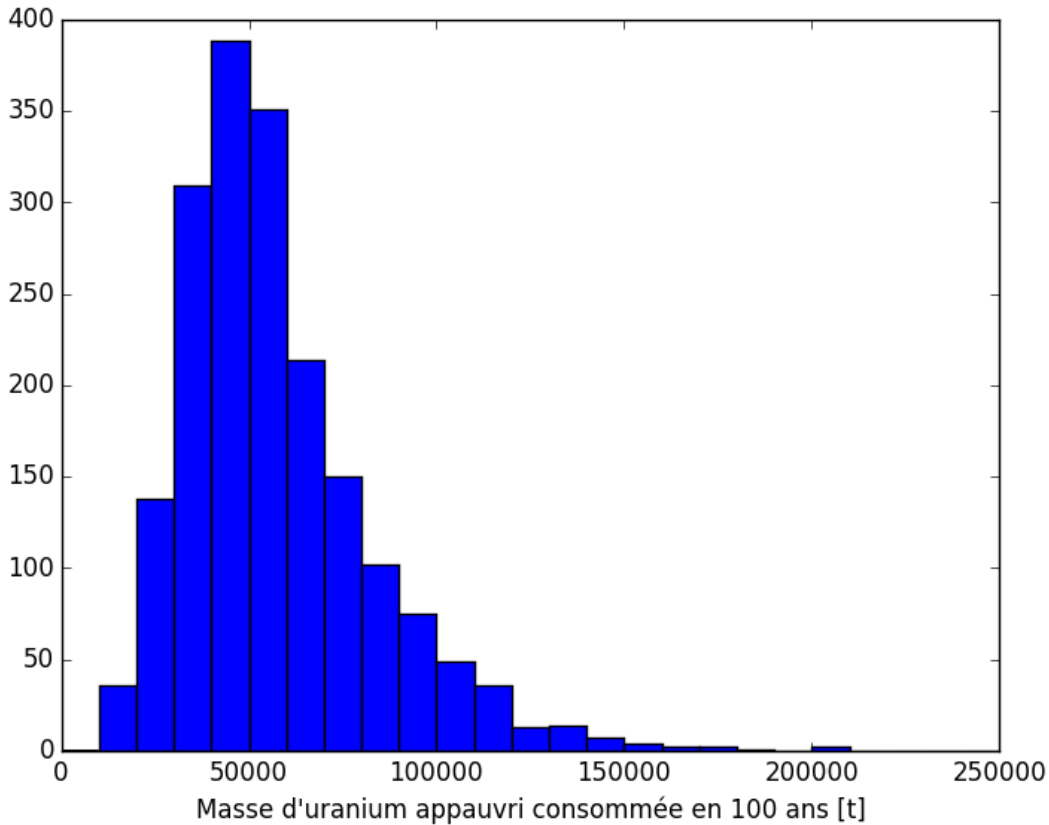


Figure IV-29 : Histogramme des consommations d'uranium appauvri en 100 ans des parcs solutions du système d'équations

#### 4.2.3.3.2.2 Uranium naturel

Contrairement à l'uranium appauvri, il est nécessaire d'importer l'uranium naturel afin d'approvisionner les REP UOX du parc. Afin de comparer la consommation d'uranium naturel des différents parcs, il suffit de comparer les fractions de REP UOX en puissance  $F_{UOX}$  des différents parcs. La Figure IV-30 représente la fraction de RNR en puissance en fonction de la fraction de REP UOX en puissance. En s'intéressant aux conceptions de RNR qui mènent à une fraction  $F_{RNR}$  inférieure à 25%, il apparaît sans surprise que les cœurs les plus surgénérateurs permettent d'atteindre les plus petites fractions de REP UOX tandis que les cœurs les plus consommateurs de plutonium appartiennent à des parcs avec les plus hautes fractions de REP UOX. En effet, les RNR fortement consommateurs de plutonium ne participent pas à l'alimentation des REP MOX du parc en raison du plutonium dégradé qu'ils produisent. Il faut alors entre 8 et 9 REP UOX par REP MOX pour assurer l'approvisionnement des REP MOX en plutonium. Les RNR surgénérateurs quant à eux produisent du plutonium d'une qualité suffisante pour être utilisée en REP MOX. Le ratio entre le nombre de REP UOX et le nombre de REP MOX installés peut alors atteindre jusqu'à 1,3 minimisant ainsi la consommation en uranium naturel.

Dans le cas de cœurs surgénérateurs, la fraction de REP UOX varie entre 45 et 55% alors que pour les cœurs consommateurs de plutonium, cette fraction varie entre 65 et 80%. Les parcs contenant des

cœurs de RNR consommateurs de plutonium utilisent donc en moyenne 40% d'uranium naturel de plus que les parcs contenant des RNR surgénérateurs. Les cœurs intermédiaires pour leur part se retrouvent entre les deux types de RNR précédents, avec des fractions de REP UOX comprises entre 55 et 70%.

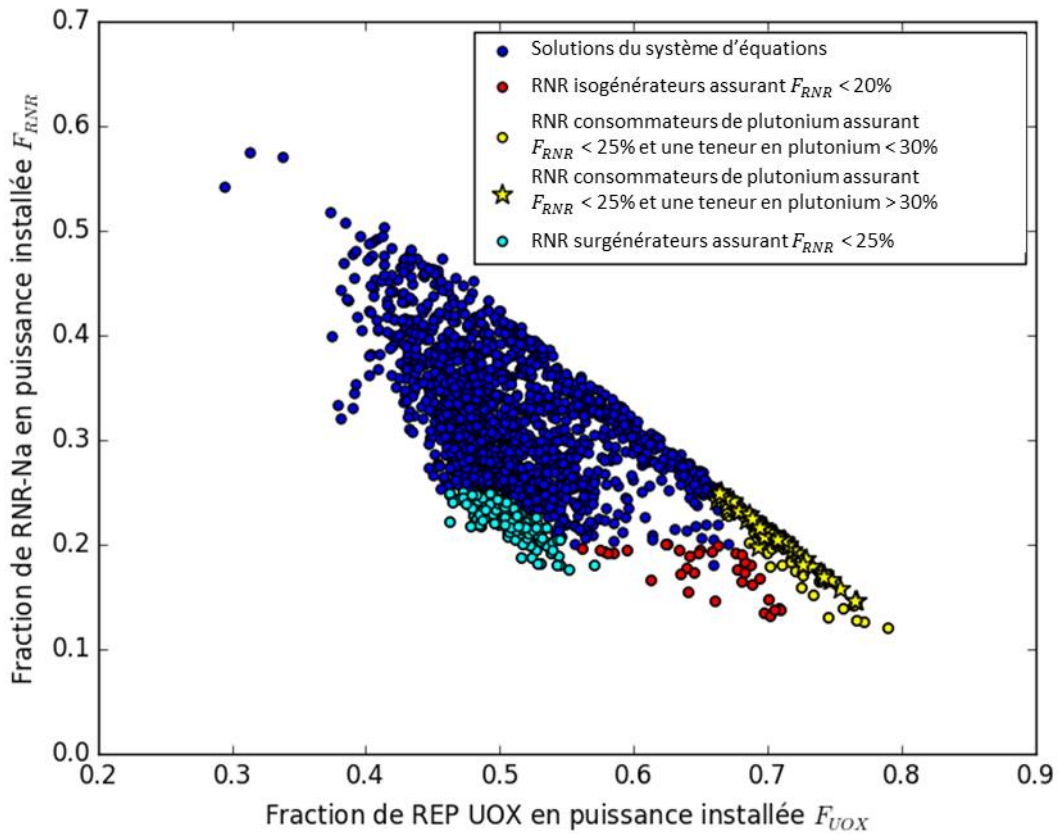


Figure IV-30 : Fraction de RNR en puissance installée en fonction de la fraction de REP UOX en puissance installée

#### 4.2.3.4 Synthèse des résultats

Le Tableau IV-7 résume les résultats obtenus dans le cadre de l'étude des critères du cycle et des critères liés à la gestion des matières nucléaires. Les familles « Cœurs surgénérateurs », « Cœurs intermédiaires » et « Cœurs consommateurs de Pu et teneur Pu < 30% » présentent des performances similaires<sup>17</sup> pour les critères du cycle et l'inventaire en plutonium. La principale différence provient de la fraction en REP UOX dans le parc, qui dimensionne la consommation d'uranium naturel. Les cœurs surgénérateurs minimisent la consommation d'uranium naturel tandis que les cœurs consommateurs de plutonium la maximisent. En revanche, les cœurs surgénérateurs donnent lieu à une fraction de RNR en nombre de réacteurs ou en puissance de 18% au mieux alors que parmi les cœurs intermédiaires, il est possible de descendre jusqu'à 13%. Un compromis serait donc à faire entre la minimisation de la fraction de RNR et la minimisation de la consommation d'uranium naturel.

Une famille de cœurs consommateurs a été considérée à part car elle regroupe des cœurs qui dépassent la limite de 30% sur la teneur en plutonium des combustibles RNR à l'équilibre. Pour faire fonctionner des parcs contenant ces cœurs, il faut alors faire l'hypothèse d'un nouveau procédé de retraitement des combustibles usés, qui est une contrainte côté cycle. Cette hypothèse

<sup>17</sup> L'écart observé sur la borne supérieure de ces critères pour la famille « Cœurs consommateurs de Pu et teneur Pu < 30% » est dû à un cœur isolé, tous les autres se trouvent dans des intervalles proches de celui des autres familles mentionnées.

Chapitre IV - Etude statique : minimisation de la fraction de RNR dans un parc stabilisant l'inventaire en plutonium

supplémentaire par rapport aux trois premières familles de cœurs conduit à une diminution notable de la capacité des usines du cycle et de l'inventaire en plutonium. En effet, il est possible de réduire d'au moins 10% la capacité des usines et de 50% l'inventaire en plutonium. Le cœur qui permet cette diminution drastique de l'inventaire au sein de cette famille de cœurs a une puissance de 1000 MWth et une puissance volumique de l'ordre de 330 W/cm<sup>3</sup>. Son cœur possède donc un nombre d'assemblages combustibles faible. D'autre part, son temps d'irradiation total vaut 2350 JEPP soit un peu plus de 7 ans d'irradiation, durée supérieure aux temps de refroidissement et de fabrication cumulés. Ce faisant, il y a peu de combustibles usés entreposés, donc une réduction de l'inventaire hors cœur en plutonium. Le gain sur la capacité des usines et l'inventaire en plutonium est contrebalancé par la haute fraction de REP UOX impliquant une consommation élevée d'uranium naturel par rapport à d'autres familles de cœurs, ainsi que par la fraction en nombre de réacteurs bien plus élevée que dans le cas des cœurs surgénérateurs ou des cœurs intermédiaires.

**Tableau IV-7 : Comparaison de familles de conceptions de RNR sur des critères du cycle et de la gestion des matières nucléaires**

Famille de réacteurs	Unité	Cœurs surgénérateurs	Grands cœurs isogénérateurs	Petits cœurs isogénérateurs	Cœurs consommateurs de Pu et teneur Pu < 30%	Cœurs consommateurs de Pu et Teneur Pu > 30%
Fraction en nombre de réacteurs	-	18% - 68%	13% - 24%	46% - 76%	42% - 90%	43% - 92%
Fraction en puissance	-	17,5% - 25%	13% - 20%	13% - 19,5%	12% - 25%	14,5% - 25%
Teneur en plutonium	-	< 30%	< 30%	< 30%	< 30%	> 30%
Capacité des usines de retraitement et fabrication normalisée à la puissance du parc	t/an/GWth	5,5 - 10	7 - 9,5	6,5 - 9,5	6,5 - 13	5 - 10
Capacité des usines de retraitement et fabrication - exemple pour 170 GWth <sup>18</sup>	t/an	935 - 1700	1190 - 1615	1105 - 1615	1105 - 2210	850 - 1700
Inventaire en plutonium normalisée à la puissance du parc	t/GWth	4 - 8	4 - 7	5 - 8	4 - 11	2 - 8
Inventaire en plutonium - exemple pour 170 GWth	t	680 - 1360	680 - 1275	850 - 1360	680 - 1870	340 - 1360
Fraction de REP UOX en puissance	-	45% - 55%	55% - 70%	55% - 70%	65% - 80%	65% - 75%

<sup>18</sup> Le parc français possède une puissance installée d'environ 60 GWe. En prenant en compte un rendement moyen de 35%, on aboutit à une puissance thermique installée de 170 GWth.

### 4.3 RESULTATS POUR LA SECONDE STRATEGIE DE RETRAITEMENT

On considère dorénavant que le plutonium issu des couvertures fertiles peut être séparé du plutonium issu des zones fissiles, comme montré en Figure IV-31. Cette stratégie est plus difficile à mettre en place mais permet un tri plus fin du plutonium disponible qui devrait mener à une réduction de la fraction de RNR dans le parc [87]. A part ce raffinement, la stratégie de retraitement est identique à la précédente : l'intégralité du plutonium issu des REP UOX va dans les REP MOX, et l'intégralité du plutonium issu des REP MOX va dans les RNR.

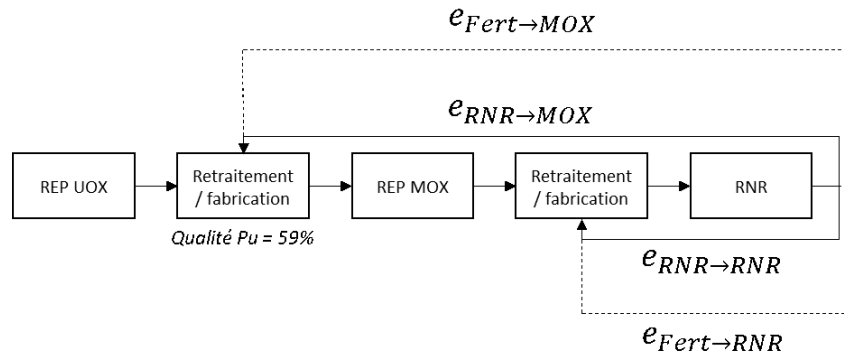


Figure IV-31 : Schéma de la seconde stratégie de retraitement

De la même façon que dans la section 4.2, cette section présente successivement les résultats obtenus lorsque la fraction de RNR est exprimée en nombre de réacteurs ou en puissance installée. Pour chaque cas, on procède de nouveau à l'analyse des facteurs qui ont le plus d'influence sur la fraction de RNR, puis le lien avec les paramètres de conception du RNR est fait. Différentes familles de cœurs minimisant la fraction de RNR sont alors obtenues. Cette section se conclut par une comparaison entre les deux stratégies de retraitement étudiées dans ce chapitre.

#### 4.3.1 Fraction RNR en nombre de réacteurs

Cette section présente les résultats obtenus lorsque la fraction de RNR est exprimée en nombre de réacteurs. Dans un premier temps, les facteurs influant la fraction de RNR sont mis en avant grâce à l'établissement d'une expression analytique simplifiée de la fraction de RNR. Puis, une explication physique est proposée pour comprendre ces résultats. Enfin, une analyse des cœurs qui minimisent la fraction de RNR est détaillée.

##### 4.3.1.1 Détermination des facteurs influant la fraction de RNR en nombre de réacteur

###### 4.3.1.1.1 Analyse générale

La Figure IV-32 montre l'évolution de la fraction de RNR en nombre de réacteurs par rapport à la puissance, la puissance volumique, la fraction combustible et le temps d'irradiation des cœurs étudiés. Comme pour la stratégie de retraitement précédente, l'impact des trois derniers paramètres cités n'est pas trivial, tandis que la fraction de RNR en nombre de réacteurs diminue lorsque la puissance du cœur augmente. Le fait de pouvoir séparer le plutonium issu des zones fissiles de celui issu des zones fertiles ne change donc pas cette tendance, dans la mesure où plus un réacteur a une puissance élevée et plus il est volumineux. Ce faisant, il peut plus facilement absorber le plutonium issu des REP MOX. En revanche, la dispersion des points est réduite par rapport à la première stratégie de retraitement, et un plus grand nombre de cœurs permettent à la fraction en nombre de RNR de passer sous la barre des 20%. L'objectif de cette partie est de comprendre les ressorts derrière ces changements.



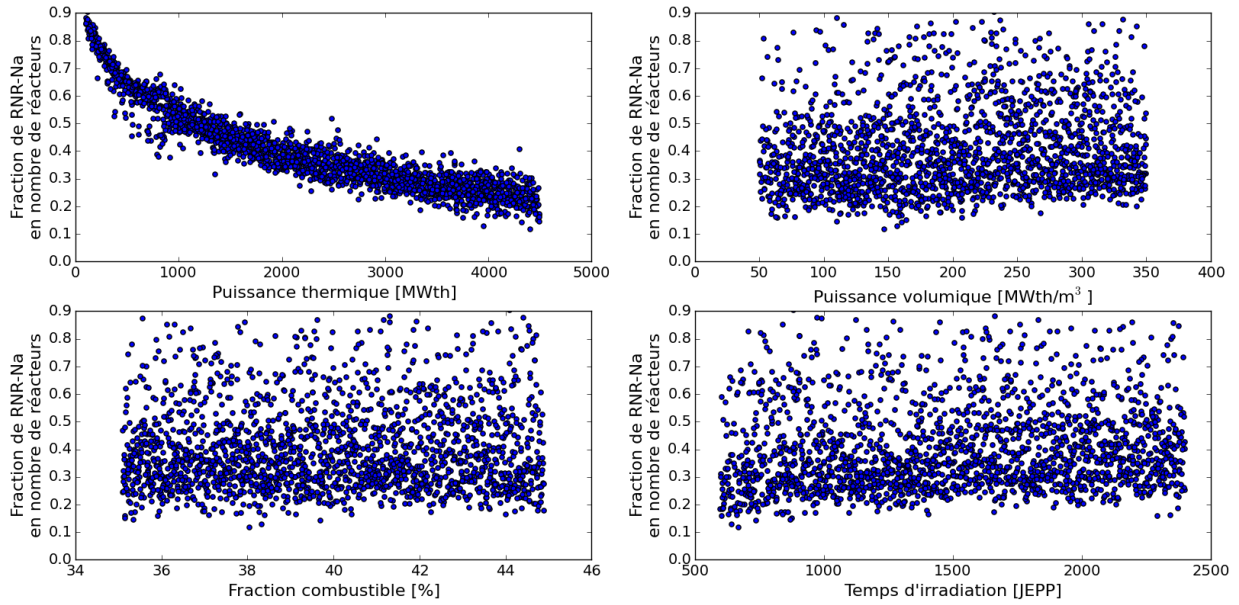


Figure IV-32 : Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de paramètres de conception (seconde stratégie de retraitement)

En suivant un raisonnement analogue à celui mené pour la méthode de retraitement précédente, il est possible d'exprimer analytiquement la fraction de RNR en nombre de réacteurs. L'équilibre de la masse de plutonium du parc peut s'écrire de la manière suivante :

$$f_{REP\ MOX} Sortie_{REP\ MOX} + f_{RNR} (e_{fiss \rightarrow RNR} Sortie_{fiss} + e_{fert \rightarrow RNR} Sortie_{fert}) = f_{RNR} Entrée_{RNR} \quad (33)$$

Où  $f_R$  est la fraction en nombre de réacteurs du réacteur  $R$ ,  $e_{R1 \rightarrow R2}$  est la fraction de plutonium issu du combustible irradié du réacteur  $R1$  utilisé dans pour la fabrication du combustible neuf du réacteur  $R2$ ,  $Entrée_R$  et  $Sortie_R$  les masses de plutonium en entrée et sortie du réacteur  $R$  respectivement. Pour le RNR, les indices  $fiss$  et  $fert$  se réfèrent respectivement au plutonium issu des zones fissiles et à celui issu des zones fertiles.

En réorganisant les termes de cette équation, la fraction  $f_{RNR}$  s'exprime de la manière suivante :

$$f_{RNR} = \frac{f_{REP\ MOX} Sortie_{REP\ MOX}}{(Entrée_{RNR} - Sortie_{fiss} - Sortie_{fert}) + e_{fiss \rightarrow MOX} Sortie_{fiss} + e_{fert \rightarrow MOX} Sortie_{fert}} \quad (34)$$

Par rapport à l'expression obtenue dans le cas de la première stratégie de retraitement, deux différences apparaissent. Tout d'abord, le terme de consommation  $Entrée_{RNR} - Sortie_{RNR}$ , en rouge dans l'équation, est maintenant scindé en deux parties :  $Entrée_{RNR} - Sortie_{fiss}$  qui correspond à la consommation de plutonium dans la zone fissile du RNR, et  $-Sortie_{fert}$  qui correspond à la consommation de plutonium dans les couvertures fertiles, c'est-à-dire l'opposé de la masse produite dans les couvertures fertiles. Ce terme va donc tendre à faire augmenter la fraction de RNR pour les cœurs surgénérateurs et à la faire diminuer pour les cœurs consommateurs de plutonium. Du point de vue du terme de consommation de plutonium, minimiser la fraction de RNR en nombre de réacteurs revient à maximiser la consommation de plutonium du cœur et minimiser la production de plutonium dans les couvertures fertiles.

Cet effet est toutefois contrebalancé par le terme de flux de plutonium dédié aux REP MOX qui, contrairement à la première stratégie de retraitement, se décompose ici en deux parties (en bleu dans l'équation). Une partie représente la masse de plutonium issu des zones fissiles du RNR  $e_{fiss \rightarrow MOX} Sortie_{fiss}$  utilisée pour la fabrication des combustibles des REP MOX, l'autre représente la masse de plutonium issu des zones fertiles  $e_{fert \rightarrow MOX} Sortie_{fert}$  dédiée aux combustibles des REP MOX. Ces termes sont maximaux pour des cœurs dont les flux de plutonium en sortie des zones fissiles et fertiles sont importants et dont la qualité du plutonium est suffisamment élevée pour qu'il soit utilisé en REP MOX. Ces caractéristiques sont typiques des grands cœurs surgénérateurs.

#### 4.3.1.1.2 Comparaison des facteurs influents de la fraction de RNR en nombre de réacteurs

Dans le but de hiérarchiser les différentes grandeurs qui apparaissent dans l'expression de la fraction de RNR en nombre de réacteurs, on définit deux types d'estimateurs. Tout d'abord, la consommation annuelle normalisée de plutonium évaluée sur une zone précise du cœur (zone fissile ou zone fertile) représente la consommation de plutonium dans la partie fissile ou dans les couvertures fertiles du RNR :

$$CAN_{fiss} = \frac{m_e g - (m_s G_s)_{zone\ fissile}}{g_{normalisation}} \quad (35)$$

$$CAN_{fert} = \frac{-(m_s G_s)_{zone\ fertile}}{g_{normalisation}} \quad (36)$$

Avec :

$m_e$  : masse annuelle de plutonium qui entre dans le réacteur [kg/an]

$g$  : qualité d'équilibre du plutonium qui entre dans le réacteur [kg/an]

$m_s$  : masse annuelle de plutonium qui sort du réacteur [kg/an]

$G_s$  : qualité du plutonium en sortie de réacteur

$g_{normalisation}$  : qualité de référence servant pour la normalisation de l'estimateur

Ensuite, on définit les flux de plutonium issus des zones fissiles et fertiles du cœur de RNR qui sont dédiés à la fabrication des combustibles REP MOX :

$$Flux_{fiss \rightarrow MOX} = \frac{e_{fiss \rightarrow MOX} (m_s G_s)_{zone\ fissile}}{g_{normalisation}} \quad (37)$$

$$Flux_{fert \rightarrow MOX} = \frac{e_{fert \rightarrow MOX} (m_s G_s)_{zone\ fertile}}{g_{normalisation}} \quad (38)$$

Avec :

$m_s$  : masse annuelle de plutonium qui sort du réacteur [kg/an]

$G_s$  : qualité du plutonium en sortie de réacteur

$g_{normalisation}$  : qualité de référence servant pour la normalisation de l'estimateur

$e_{fiss \rightarrow MOX}$  : fraction du plutonium issu de la zone fissile du RNR et dédié à la fabrication des combustibles REP MOX

$e_{fert \rightarrow MOX}$  : fraction du plutonium issu de la zone fertile du RNR et dédié à la fabrication des combustibles REP MOX

La Figure IV-33 montre l'évolution de la fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction de ces quatre estimateurs. Considérons la zone fissile et la zone fertile séparément. Pour la zone fissile, le flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX  $Flux_{fiss \rightarrow MOX}$  prend des valeurs comprises entre 6000 et 12000 kg/an pour les fractions de RNR qui passent sous la barre des 20%. En comparaison, les valeurs de la  $CAN_{fiss}$  varient entre -1300 et 750 kg/an pour ces mêmes fractions de RNR. Le  $Flux_{fiss \rightarrow MOX}$  est donc bien plus important que la  $CAN_{fiss}$ . De ce fait, même dans le cas de  $CAN_{fiss}$  négatives, qui tendent à faire augmenter la fraction de RNR, l'effet du  $Flux_{fiss \rightarrow MOX}$  est prédominant et permet la minimisation de la fraction de RNR en nombre de réacteurs. Pour la zone fertile, les évolutions de la fraction de RNR en fonction du  $Flux_{fert \rightarrow MOX}$  et de la  $CAN_{fert}$  ont des sens de variation opposés. Plus précisément, pour une fraction de RNR donnée, les valeurs du  $Flux_{fert \rightarrow MOX}$  et de la  $CAN_{fert}$  sont extrêmement proches, ce qui signifie que ces deux grandeurs peuvent s'annuler mutuellement. Si ce n'était pas tout à fait le cas, la somme des deux resterait négligeable face au  $Flux_{fiss \rightarrow MOX}$ . Ainsi, le principal facteur influent pour la minimisation de la fraction de RNR en nombre de réacteurs est le flux annuel de plutonium issu des RNR dédié aux REP MOX. On comprend donc pourquoi les grands cœurs sont les mieux placés pour minimiser la fraction de RNR.

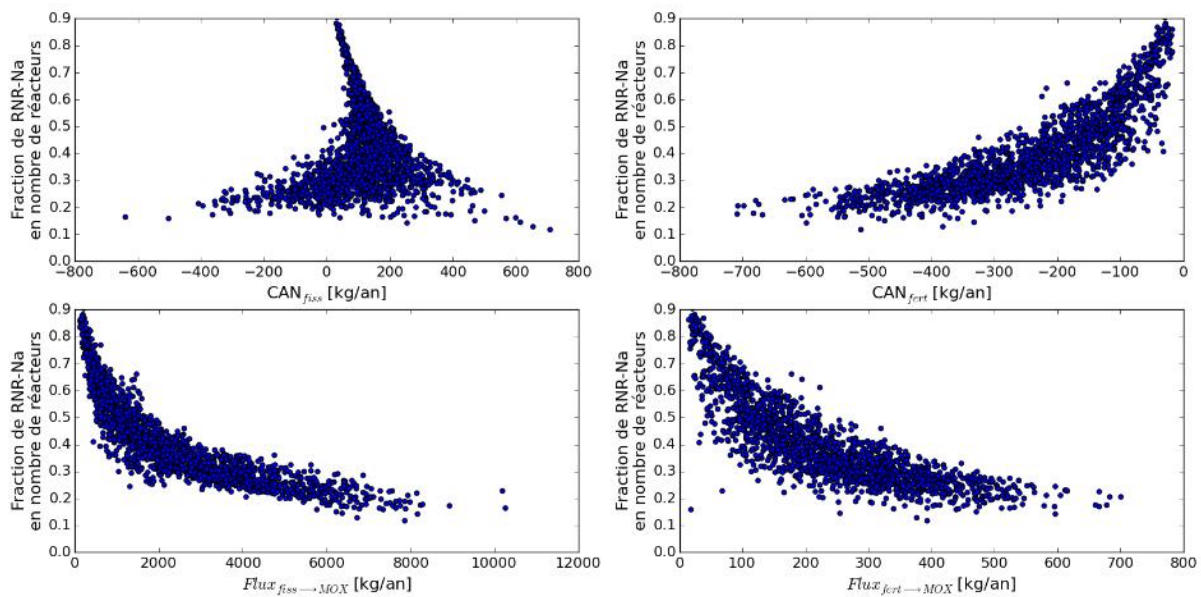


Figure IV-33 : Fraction de RNR en nombre de réacteurs en fonction des consommations annuelles normalisées et des flux de plutonium dédié aux REP MOX calculés pour les zones fissiles et fertiles

Pour minimiser la fraction de RNR en nombre de réacteurs dans le cas de la seconde stratégie de retraitement, il faut prioritairement maximiser le flux massique de plutonium issu des RNR destiné aux REP MOX  $Flux_{fiss \rightarrow MOX}$ . La  $CAN_{fiss}$  est le deuxième terme à maximiser. La  $CAN_{fert}$  et le  $Flux_{fert \rightarrow MOX}$  tendent à se compenser mutuellement.

#### 4.3.1.2 Analyse détaillée des paramètres de conception des cœurs

La Figure IV-34 met en évidence les conceptions de RNR qui permettent d'atteindre une fraction de RNR en nombre de réacteurs inférieure à 25% et le Tableau IV-8 réunit les notations utiles à la compréhension du graphique. Comme pour la première stratégie de retraitement, les cœurs ayant une puissance supérieure à 3000 MWth, une puissance volumique inférieure à 200 W/cm<sup>3</sup> et plus de 40 cm d'épaisseur cumulée de couvertures fertiles sont à privilégier. La fraction combustible et le temps de séjour peuvent être ajustés dans tout le domaine de définition des métamodèles. Ainsi, le recours à une stratégie de retraitement plus complexe n'a pas changé le type de cœurs permettant de minimiser la fraction de RNR en nombre de réacteurs.

En revanche, le choix de cette stratégie donne lieu à une augmentation notable du nombre de cœurs qui peuvent atteindre une fraction inférieure à 25%. Effectivement, dans le cas de la première stratégie de retraitement, une centaine de conceptions de RNR mènent à une fraction de RNR inférieure à 25%, tandis qu'avec la seconde méthode, deux fois plus de conceptions remplissent cet objectif.

Pour comprendre l'intérêt de séparer finement le plutonium issu du RNR, considérons un exemple simplifié. Imaginons un cœur RNR qui en fin d'irradiation fournit 90 kg de plutonium d'une qualité de 50% dans ses combustibles irradiés et 10 kg de plutonium d'une qualité de 90% dans ses couvertures fertiles irradiées. Avec la première méthode de retraitement, ces deux types de plutonium sont mélangés et forment une masse de 100 kg de plutonium de qualité 54%. Cet unique plutonium est alors réparti entre les RNR et les REP MOX. Avec la seconde méthode de retraitement, il est possible d'ajuster les proportions du mélange. Par exemple, en prenant 40 kg du plutonium à 50% et en les mélangeant au plutonium issu des couvertures fertiles, on obtient 50 kg de plutonium à 58%. Comme les REP MOX ont une contrainte sur la qualité du plutonium, contrainte fixée comme déjà dit à 59% ici du fait des hypothèses faites sur le cœur du REP MOX, une majorité du plutonium à 58% sera utilisée pour fabriquer des combustibles de REP MOX. La qualité de 59% est alors atteinte en complétant avec du plutonium issu des REP UOX, dont la qualité vaut 62%.

Premier avantage donc de la séparation fine du plutonium : le flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX est maximisé, ce qui a un impact positif sur la fraction de RNR. Le plutonium restant est utilisé dans les RNR. La qualité du plutonium étant de 50%, la teneur de plutonium dans le combustible neuf sera plus élevée que dans le cas de la première stratégie de retraitement dont le plutonium à répartir possède une qualité de 54%. L'augmentation de la teneur en plutonium dans le combustible de RNR fait augmenter sa  $CAN_{fiss}$ , ce qui fait diminuer la fraction de RNR. Ces deux effets combinés peuvent donner lieu à une diminution de la fraction de RNR de plusieurs points de pourcentages.

Chapitre IV - Etude statique : minimisation de la fraction de RNR dans un parc stabilisant l'inventaire en plutonium

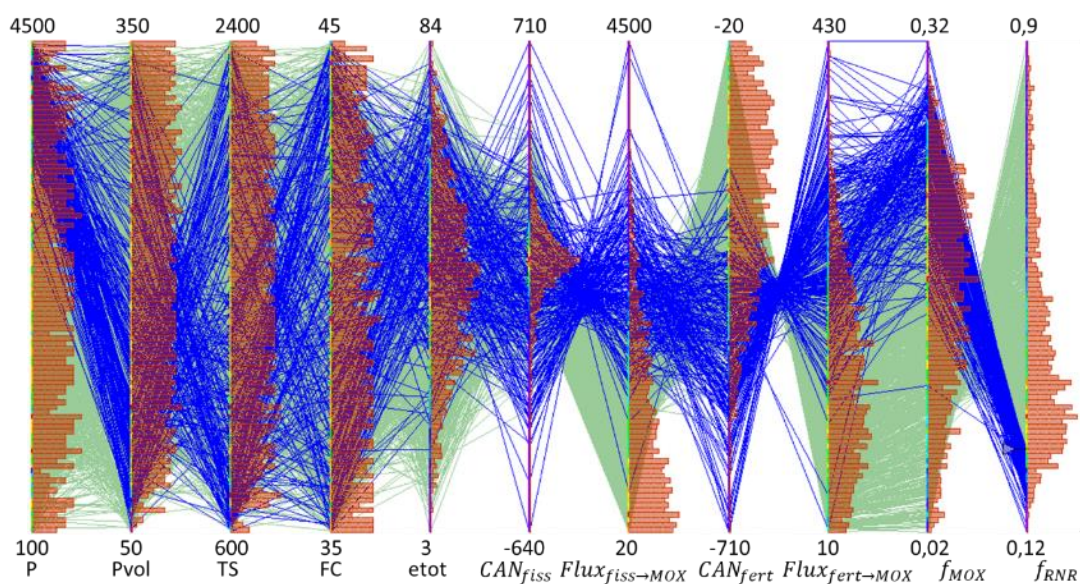


Figure IV-34 : Graphique cobweb des cœurs de RNR menant à une fraction de RNR en nombre de réacteurs inférieure à 25%

Tableau IV-8: Légende associée à la Figure IV-34

Coordonnées parallèles				
Abréviation	Nom	Unité	Borne min	Borne max
P	Puissance	MWth	100	4500
Pvol	Puissance volumique	MWth/m <sup>3</sup>	50	350
FC	Fraction combustible	%	30	45
TS	Temps de séjour	JEPP	600	2400
etot	Epaisseur cumulée des couvertures fertiles	cm	3	84
$CAN_{fiss}$	Consommation Annuelle Normalisée de plutonium calculée sur la zone fissile	kg/an	-130	710
$Flux_{fiss \rightarrow MOX}$	Flux de plutonium issu de la zone fissile du RNR et dédié aux REP MOX	-	20	6600
$CAN_{fert}$	Consommation Annuelle Normalisée de plutonium calculée sur les zones fertiles	-	-710	-20
$Flux_{fert \rightarrow MOX}$	Flux de plutonium issu des zones fertile du RNR et dédié aux REP MOX	t/an	10	430
$f_{MOX}$	Fraction de REP MOX dans le parc	-	0,02	0,32
$f_{RNR}$	Fraction de RNR dans le parc	-	0,12	0,9
Éléments du graphique				
Éléments	Signification			
Courbe verte	Solution du problème issue de l'outil			
Courbe bleue	Solution du problème avec $f_{RNR} < 25\%$			
Histogramme	Répartition des valeurs prises par le paramètre			

Les cœurs de plus de 3000 MWth, de moins de 200 W/cm<sup>3</sup> et ayant plus de 40 cm d'épaisseur cumulée de couvertures fertiles permettent d'atteindre des fractions de RNR en nombre de réacteurs inférieures à 25%. Ces cœurs présentent des caractéristiques similaires à ceux trouvés avec la première stratégie de retraitement. En revanche, le choix d'une stratégie de retraitement plus raffinée donne lieu à une augmentation du nombre de conceptions menant à une fraction de RNR inférieure à 25%. Cela vient du fait qu'un tri précis du plutonium issu des RNR permet d'augmenter le flux de plutonium des RNR vers les REP MOX ainsi que la  $CAN_{\text{fis}}$  des RNR. Ces deux effets combinés peuvent donner lieu à une diminution de la fraction de RNR de plusieurs points de pourcentages.

#### 4.3.2 Fraction RNR en puissance installée

Cette section présente les résultats obtenus lorsque la fraction de RNR est exprimée en puissance installée. Dans un premier temps, les facteurs influant la fraction de RNR sont mis en avant grâce à l'établissement d'une expression analytique simplifiée de la fraction de RNR. Puis, une explication physique est proposée pour comprendre ces résultats. Enfin, une analyse des cœurs qui minimisent la fraction de RNR est détaillée.

##### 4.3.2.1 Détermination des facteurs influant la fraction de RNR en puissance

###### 4.3.2.1.1 Analyse générale

La Figure IV-35 montre l'évolution de la fraction de RNR en puissance par rapport à la puissance, la puissance volumique, la fraction combustible et le temps d'irradiation des cœurs étudiés. De nouveau, seule la puissance semble avoir un impact direct sur la fraction de RNR. Par rapport à la première stratégie de retraitement, on voit que les valeurs des fractions de RNR ont baissé en moyenne de 10 ou 15 points de pourcentage. A titre d'exemple, 1500 conceptions sur 2000 conduisent à une fraction de RNR en puissance inférieure à 25% dans le cas de la stratégie de retraitement plus complexe contre 500 seulement pour la stratégie de retraitement plus simple. Le fait de considérer la fraction en puissance et non plus en nombre de réacteurs met les cœurs de moins de 1000 MWth sur le devant de la scène puisque les cœurs de faibles puissance sont les seuls à passer sous la barre des 10% de RNR dans le parc. De nouveau, les cœurs dont la puissance est comprise entre 1000 et 3500 MWth permettent rarement de passer sous la barre des 15%, puis lorsque la puissance dépasse 3500 MWth, il devient plus facile de descendre sous les 15%. Les autres paramètres de conception n'ont une fois encore pas d'influence notable pris individuellement.



Chapitre IV - Etude statique : minimisation de la fraction de RNR dans un parc stabilisant l'inventaire en plutonium

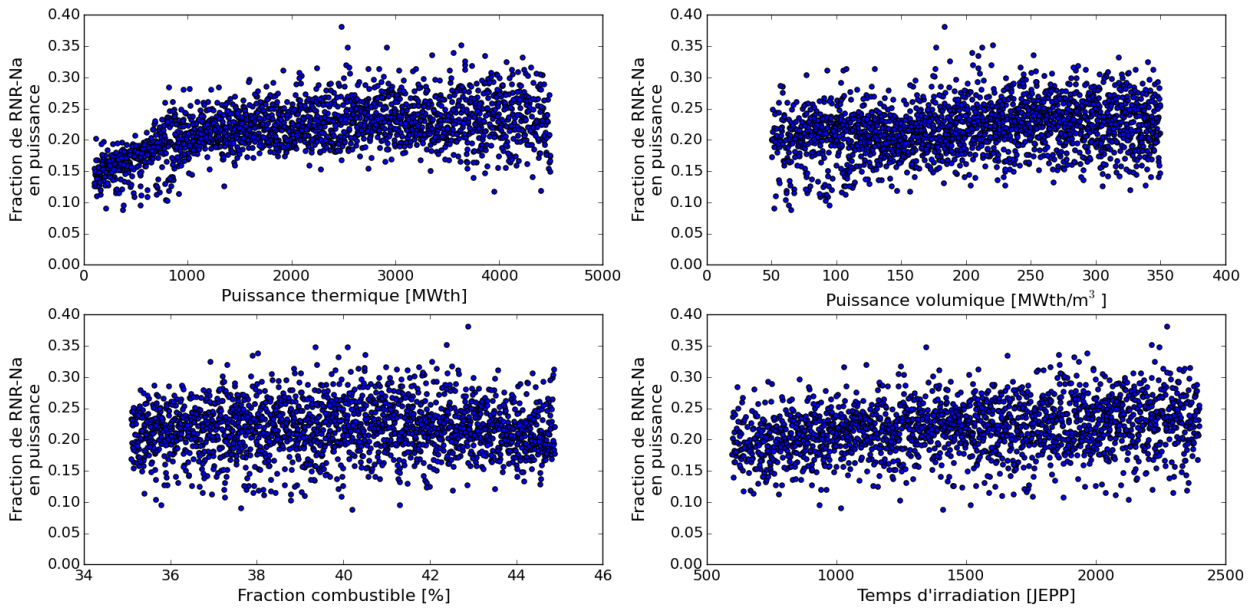


Figure IV-35 : Fraction de RNR en puissance en fonction de paramètres de conception (seconde stratégie de retraitement)

En suivant le même raisonnement que celui suivi pour la première stratégie de retraitement, la fraction de RNR en puissance peut s'écrire :

$$F_{RNR} \sim \frac{f_{REP\ MOX} * \frac{Sortie_{REP\ MOX}}{P_{REP}}}{\frac{Entrée_{RNR} - Sortie_{fiss}}{P} - \frac{Sortie_{fert}}{P} + e_{fiss \rightarrow MOX} * \frac{Sortie_{fiss}}{P} + e_{fert \rightarrow MOX} * \frac{Sortie_{fert}}{P}} \quad (39)$$

Les termes de consommation de plutonium et de flux de plutonium des RNR vers les REP MOX apparaissent donc de nouveau mais normalisés à la puissance du RNR.

4.3.2.1.2 Comparaison des facteurs influents de la fraction de RNR en puissance

Des estimateurs analogues à ceux présentés dans la section 4.3.1.1.2 sont définis ici. Tout d'abord, la consommation spécifique normalisée de plutonium évaluée sur une zone précise du cœur (zone fissile ou zone fertile) représente la consommation de plutonium dans la partie fissile ou dans les couvertures fertiles du RNR par unité de puissance :

$$CSN_{fiss} = \frac{m_e * g - (m_s * G_s)_{zone\ fissile}}{g_{normalisation} * P} \quad (40)$$

$$CSN_{fert} = \frac{-(m_s * G_s)_{zone\ fertile}}{g_{normalisation} * P} \quad (41)$$

Avec :

$m_e$  : masse annuelle de plutonium qui entre dans le réacteur [kg/an]

$g$  : qualité d'équilibre du plutonium qui entre dans le réacteur [kg/an]

$m_s$  : masse annuelle de plutonium qui sort du réacteur [kg/an]

$G_s$  : qualité du plutonium en sortie de réacteur

$g_{normalisation}$  : qualité de référence servant pour la normalisation de l'estimateur (0,59 ici)

$P$  : puissance du RNR

Ensuite, on définit les flux spécifiques de plutonium issus des zones fissiles et fertiles du cœur de RNR qui sont dédiés à la fabrication des combustibles REP MOX :

$$FluxSpe_{fiss \rightarrow MOX} = \frac{e_{fiss \rightarrow MOX} * (m_s * G_s)_{zone\ fissile}}{g_{normalisation} * P} \quad (42)$$

$$FluxSpe_{fert \rightarrow MOX} = \frac{e_{fert \rightarrow MOX} * (m_s * G_s)_{zone\ fertile}}{g_{normalisation} * P} \quad (43)$$

Avec :

$m_s$  : masse annuelle de plutonium qui sort du réacteur [kg/an]

$G_s$  : qualité du plutonium en sortie de réacteur

$g_{normalisation}$  : qualité de référence servant pour la normalisation de l'estimateur

$e_{fiss \rightarrow MOX}$  : fraction du plutonium issu de la zone fissile du RNR et dédié à la fabrication des combustibles REP MOX

$e_{fert \rightarrow MOX}$  : fraction du plutonium issu de la zone fertile du RNR et dédié à la fabrication des combustibles REP MOX

$P$  : puissance du RNR

La Figure IV-36 montre la fraction de RNR en puissance en fonction de ces quatre estimateurs. Côté couvertures fertiles, la  $CSN_{fert}$  et le  $FluxSpe_{fert \rightarrow MOX}$  sont du même ordre de grandeur et de signe opposé. Leurs effets se compensent donc. En effet, plus la  $CSN_{fert}$  devient négative et plus la production de plutonium dans les zones fertiles croît, menant à une augmentation de la masse de plutonium issu des fertiles qui peut être utilisé dans les combustibles REP MOX.

Côté fissile, la  $CSN_{fiss}$  et le  $FluxSpe_{fiss \rightarrow MOX}$  ont des valeurs relativement proches, là où le  $Flux_{fiss \rightarrow MOX}$  était largement prépondérant par rapport à la  $CAN_{fiss}$  dans l'étude de la fraction de RNR en nombre de réacteurs. Ici, le caractère consommateur du cœur a autant de poids que son éventuel rôle d'approvisionneur de plutonium pour les REP MOX. Cet équilibre explique pourquoi des petits cœurs, qui tendent à consommer plus de plutonium que les grands cœurs, sont mieux placés pour minimiser la fraction de RNR en puissance. Il apparaît en effet sur le graphique de la fraction de RNR en fonction de la  $CSN_{fiss}$  que plus la  $CSN_{fiss}$  augmente et plus la fraction de RNR en puissance diminue. Cet effet est nettement moins prononcé pour les cœurs de  $CSN_{fiss}$  négatives, donc surgénérateurs. Enfin, lors de l'étude du  $Flux_{fiss \rightarrow MOX}$ , il était ressorti que la fraction de RNR en nombre de réacteurs diminuait lorsque le flux augmentait. Ici, cette grande tendance est aussi observable pour le  $FluxSpe_{fiss \rightarrow MOX}$ , mais de nombreux cœurs atteignent des fractions basses de RNR en puissance sans pour autant maximiser ce flux.



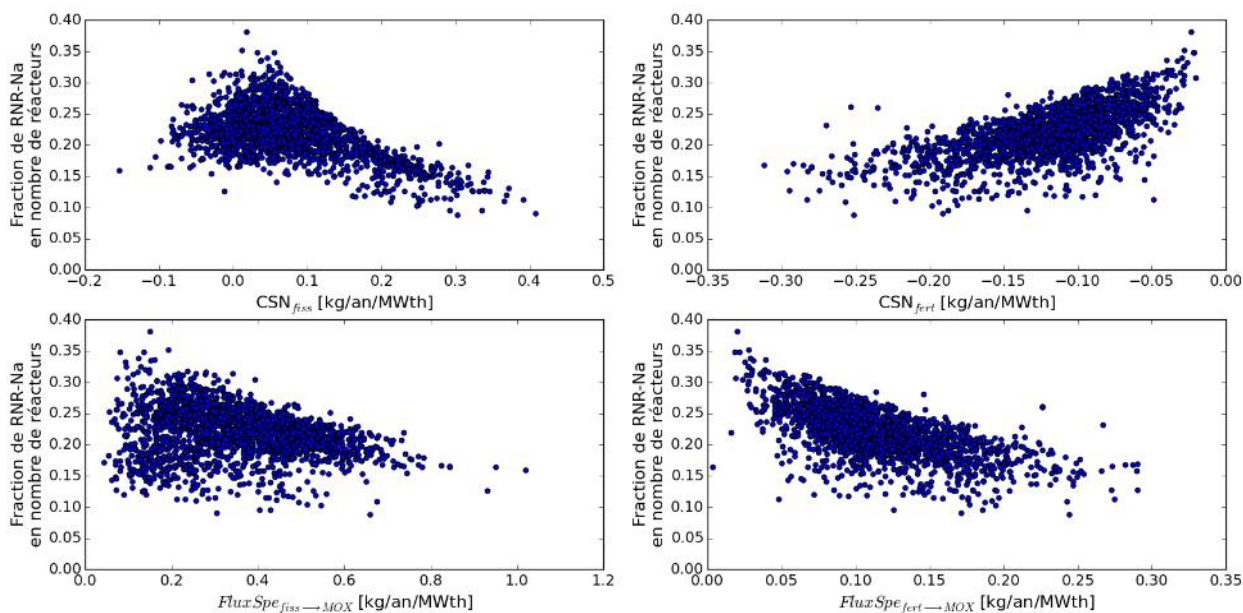


Figure IV-36 : Fraction de RNR en puissance en fonction des consommations spécifiques normalisées et des flux spécifiques de plutonium dédié aux REP MOX calculés pour les zones fissiles et fertiles

#### 4.3.2.2 Analyse détaillée des paramètres de conception des cœurs

Comme cela a été dit dans l'introduction, le fait de pouvoir séparer finement le plutonium issu des RNR a fait passer le nombre de conceptions de RNR dont la fraction en puissance est inférieure à 25% de 500 à 1500. De ce fait, une augmentation de la complexité de la stratégie de retraitement se traduit par un allègement des contraintes sur la conception RNR. Dans la suite, on se concentre donc sur les conceptions qui permettent d'atteindre des fractions plus petites. La limite est fixée à 15%. Trois familles de cœurs ressortent : les petits cœurs fortement consommateurs de plutonium, les petits cœurs isogénérateurs et les grands cœurs isogénérateurs.

Tableau IV-9: Notations utilisées dans les graphiques cobwebs

Coordonnées parallèles				
Abréviation	Nom	Unité	Borne min	Borne max
P	Puissance	MWth	100	4500
Pvol	Puissance volumique	MWth/m <sup>3</sup>	50	350
FC	Fraction combustible	%	30	45
TS	Temps de séjour	JEPP	600	2400
etot	Epaisseur cumulée des couvertures fertiles	cm	3	84
CSN <sub>fiss</sub>	Consommation spécifique normalisée de plutonium évaluée dans les zones fissiles	kg/an/MWth	-0,2	0,28
$Flux_{fiss \rightarrow MOX}$	Flux spécifique de plutonium issu des zones fissiles du RNR utilisé pour la fabrication du combustible MOX pour REP	kg/an/MWth	0,02	0,89
CSN <sub>fert</sub>	Consommation Spécifique Normalisée de plutonium évaluée dans les zones fertiles	kg/an/MWth	-0,2	0,28
$Flux_{fert \rightarrow MOX}$	Flux spécifique de plutonium issu des zones fertiles du RNR utilisé pour la fabrication du combustible MOX pour REP	kg/an/MWth	0,02	0,89
$F_{MOX}$	Fraction de REP MOX en nombre de réacteurs	-	1,3	8,7
$F_{RNR}$	Fraction de RNR en puissance	-	0,12	0,57
Éléments du graphique				
Éléments	Signification			
Courbe verte	Solution du problème issue de l'outil			
Courbe bleue	Solution du problème avec $F_{RNR} < 15\%$			
Histogramme	Répartition des valeurs prises par le paramètre			

#### 4.3.2.2.1 Les petits cœurs consommateurs de plutonium

La Figure IV-37 présente les conceptions de petits cœurs consommateurs de plutonium qui mènent à une fraction de RNR en puissance inférieure à 15%. Ces cœurs se caractérisent par une puissance inférieure à 1000 MWth, une puissance volumique élevée (supérieure à 200 W/cm<sup>3</sup>) et un temps de séjour inférieur à 1500 JEPP. La fraction combustible et l'épaisseur cumulée de couvertures fertiles prennent des valeurs dans tout le domaine de définition des métamodèles. De par leur petite puissance et leur puissance volumique élevée, ces cœurs ont une CSN<sub>fiss</sub> parmi les plus élevées, d'où leur appellation de consommateurs de plutonium. En revanche, un faible temps d'irradiation combiné à une valeur supérieure à 40% pour la fraction combustible rectifie suffisamment la qualité du plutonium pour que le terme  $Flux_{fiss \rightarrow MOX}$  ait une valeur faible, mais pas nulle. La grande majorité du plutonium issu des fertiles est de plus dirigé vers les REP MOX. Malgré cela, les parcs assurant l'équilibre en plutonium ont une fraction de REP MOX parmi les plus basses. Une faible fraction de REP MOX participe à la minimisation de la fraction de RNR en puissance d'après l'expression analytique de

cette dernière. Bien que passant sous la barre des 15%, ces cœurs n'atteignent pas les plus petites fractions de RNR en puissance.

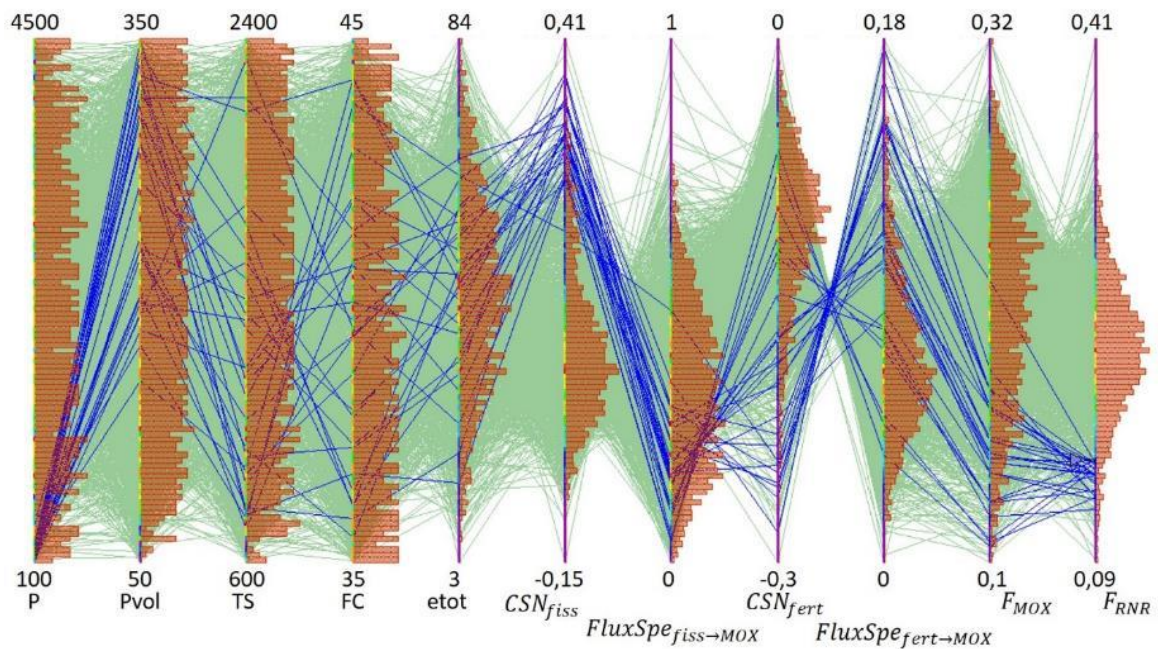


Figure IV-37 : Conceptions de petits cœurs consommateurs de plutonium assurant une fraction de RNR en puissance inférieure à 15%

#### 4.3.2.2.2 Les petits cœurs isogénérateurs

Le deuxième type de cœurs qui permettent de passer sous le seuil de 15% de RNR en puissance installée dans le parc sont les petits cœurs isogénérateurs. Comme le montre la Figure IV-38, ils se caractérisent par une puissance inférieure à 1000 MWth mais, contrairement au cas précédent, ils sont dotés d'une faible puissance volumique, inférieure à 150 W/cm<sup>3</sup>, ce qui leur assure un volume conséquent. Pour maximiser leur  $CSN_{fiss}$ , leur temps de séjour est supérieur à 1500 JEPP et leur fraction combustible est relativement basse (inférieure à 40%). Ainsi, le cœur fissile a une tendance nette à consommer du plutonium. En raison de leur plus grand volume, leur flux de plutonium en sortie est plus important que dans le cas des petits cœurs consommateurs vus dans la section 4.3.2.2.1. Le terme de flux spécifique  $Flux_{fiss \rightarrow MOX}$  s'en retrouve augmenté participant ainsi à la minimisation de la fraction de RNR selon l'expression analytique de  $F_{RNR}$ . Cette augmentation du flux spécifique de plutonium dédié aux REP MOX provoque une augmentation de la fraction de REP MOX dans le parc. Ces cœurs sont ceux qui atteignent les plus petites valeurs pour la fraction de RNR en puissance, descendant jusqu'à 9% de RNR.



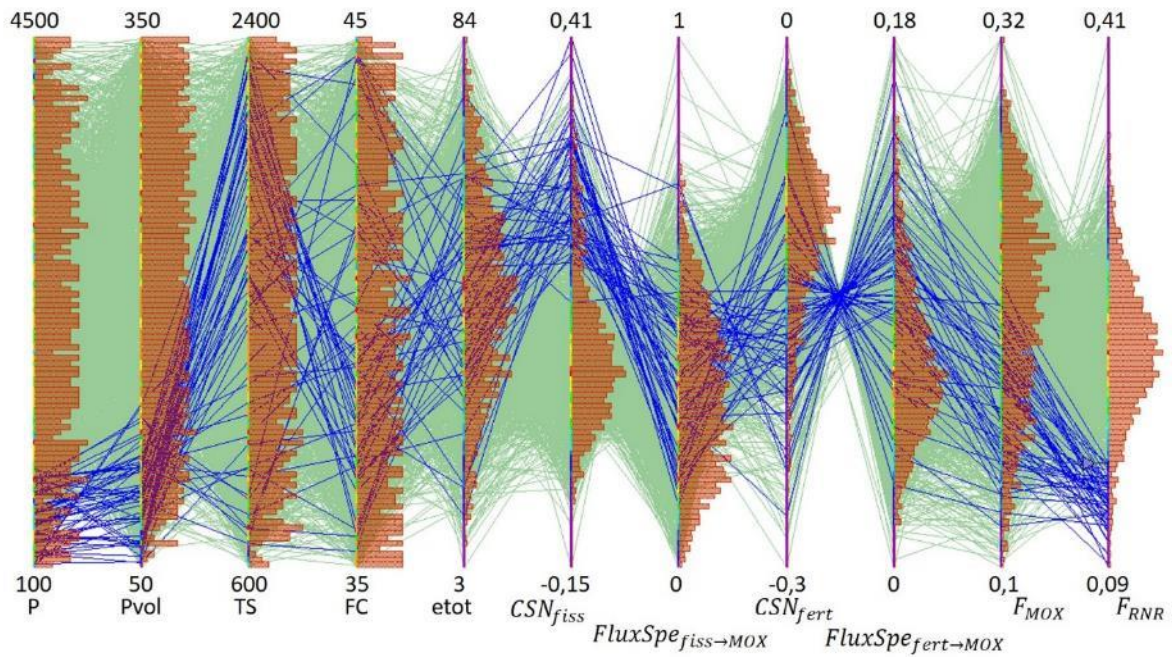


Figure IV-38 : Conceptions de petits cœurs isogénérateurs assurant une fraction de RNR en puissance inférieure à 15%

#### 4.3.2.2.3 Grands cœurs isogénérateurs

Enfin, un petit nombre de cœurs de grande puissance donnent lieu à des fractions de RNR en puissance inférieures à 15%. Ces cœurs sont similaires à ceux étudiés dans la section 4.2.2.2.3. Il s'agit de conceptions qui minimisent la fraction de RNR en nombre de réacteurs grâce à un flux de plutonium élevé en sortie du fait de leur volume important. Un tel cœur est donc déjà bien placé pour minimiser la fraction en puissance. Le recours à des fractions combustibles basses résultent en un cœur légèrement consommateur de plutonium malgré son grand volume, ce qui favorise la minimisation de la fraction de RNR en puissance.

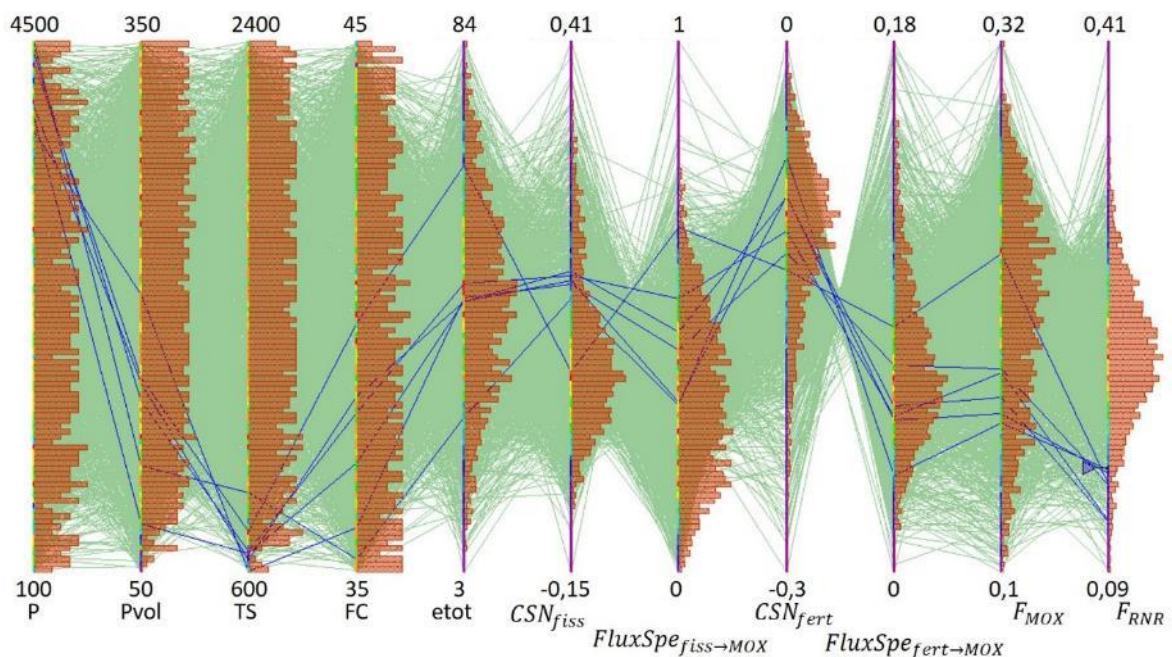


Figure IV-39 : Conceptions de grands cœurs isogénérateurs assurant une fraction de RNR en puissance inférieure à 15%

### 4.3.3 Comparaison avec la première stratégie de retraitement

#### 4.3.3.1 Bilan des cœurs trouvés

Le Tableau IV-10 recense les familles de cœurs RNR qui minimisent les fractions de RNR en nombre de réacteurs et en puissance. Les observations faites pour la première stratégie de retraitement restent inchangées. Les cœurs minimisant au moins une fraction parmi la fraction en nombre de réacteurs et la fraction en puissance possèdent une puissance supérieure à 3000 MWth ou inférieure à 1000 MWth. De plus, 75% des cœurs qui minimisent la fraction de RNR en puissance ont une puissance volumique inférieure à 200 W/cm<sup>3</sup>. La fraction combustible, le temps de séjour des assemblages en cœur et la quantité de couvertures fertiles sont ajustés dans un deuxième temps pour obtenir les plus petites fractions possibles.

**Tableau IV-10 : Synthèse des familles de cœurs de RNR minimisant la fraction de RNR en nombre de réacteurs ou en puissance pour la seconde stratégie de retraitement**

Famille de réacteurs	Unités	RNR minimisant la fraction en nombre de réacteurs ( $f_{RNR} < 25\%$ )	RNR minimisant la fraction en puissance ( $F_{RNR} < 15\%$ )		
		Grands cœurs	Petits cœurs consommateurs de plutonium	Grands cœurs isogénérateurs	Petits cœurs isogénérateurs
Puissance	MWth	> 3000	< 1000	> 3350	< 1000
Puissance volumique	W/cm <sup>3</sup>	< 200	> 200	< 200	< 150
Fraction combustible	-	-	< 40%	< 40%	< 40%
Temps de séjour	JEPP	< 1500	> 1500	< 900	> 1500
Epaisseur cumulée de couvertures fertiles	cm	> 40	< 40	≈ 40	> 40
Fraction en nombre de réacteurs	-	[11,5% - 25%]	[65% - 85%]	[11,5% - 18,5%]	[35% - 90%]
Fraction en puissance	-	[12% - 25%]	[12% - 15%]	[11,7% - 15%]	[9% - 15%]

On retrouve ici les mêmes familles de réacteurs que pour la première stratégie de retraitement, hormis celle des grands cœurs surgénérateurs. Les valeurs minimales de fractions atteintes avec la deuxième stratégie de retraitement sont inférieures de quelques points de pourcentage par rapport à celles obtenues avec la première. Par ailleurs, 6 fois plus de conceptions RNR atteignent des fractions inférieures à 20 et 15% lorsque la séparation fine du plutonium issu des RNR est rendue possible. Ainsi, l'augmentation de la complexité de la stratégie de retraitement se traduit par une amélioration de la flexibilité sur la conception de RNR.

#### 4.3.3.2 Impact sur la teneur en plutonium

La seconde stratégie de retraitement n'entraîne pas de changements notables pour la majorité des estimateurs étudiés dans les sections 4.2.3.2 et 4.2.3.3 pour les cœurs qui conduisent à une minimisation de la fraction de RNR, en nombre de réacteurs ou en puissance. Le seul impact remarquable concerne la teneur en plutonium des combustibles RNR. La Figure IV-40 représente les teneurs en plutonium obtenues pour les deux stratégies de retraitement (en bleu la première et en rouge la seconde) et pour trois familles de cœurs de RNR. Pour le cas des petits cœurs consommateurs de plutonium, représentés par des étoiles sur la figure, le tri plus fin du plutonium en sortie de RNR

mène à une augmentation de la teneur en plutonium dans ces cœurs. En effet, pour la première stratégie de retraitement, il y a approximativement autant de petits cœurs consommateurs de plutonium de part et d'autre de la limite de 30%. Lorsque la stratégie de retraitement devient plus complexe, la quasi-totalité des cœurs consommateurs de plutonium dépassent cette limite.

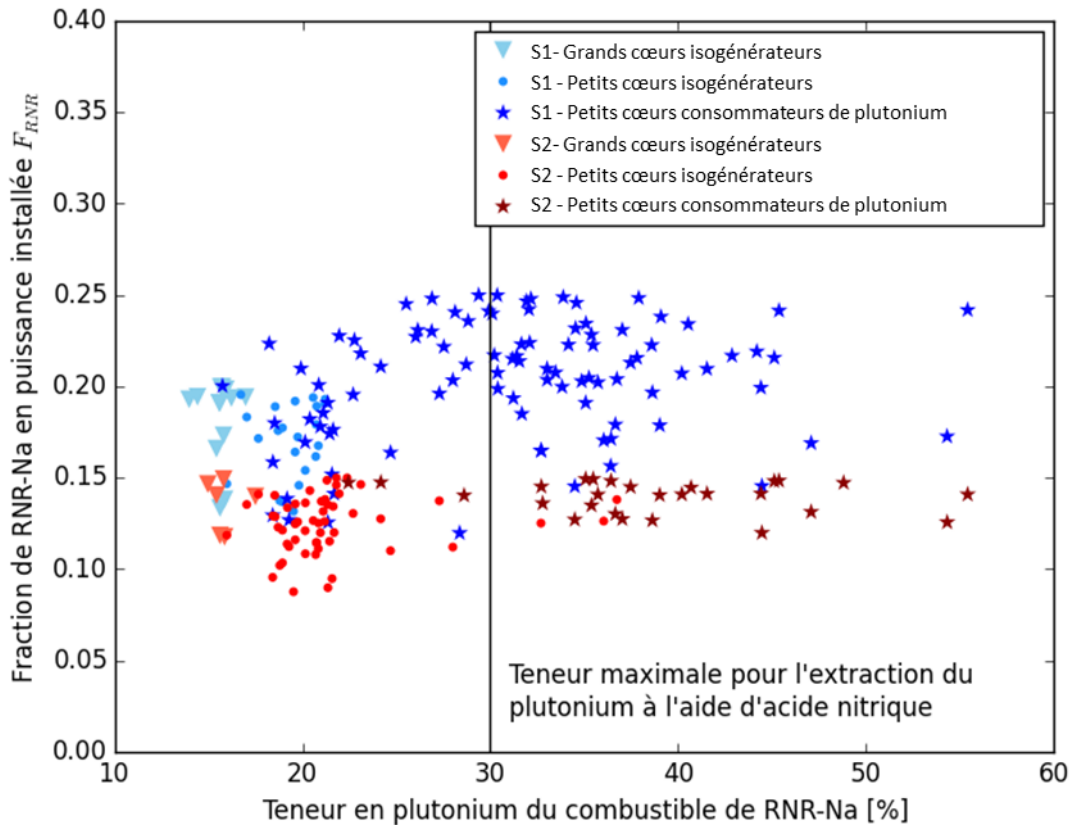


Figure IV-40 : Comparaison de la teneur en plutonium pour trois familles de RNR selon la stratégie de retraitement choisie

Comme cela a été expliqué dans l'analyse simplifiée de la section 4.2.1.2, le rôle des cœurs consommateurs de plutonium est de reprendre tout le plutonium issu des combustibles MOX irradiés issus des REP et des RNR, l'essentiel de l'approvisionnement en plutonium des REP MOX étant réalisé par les REP UOX. Néanmoins, s'il est possible de récupérer le plutonium de bonne qualité issu des zones fertiles du RNR, alors il est utilisé pour le combustible des REP MOX. Le plutonium reçu par les RNR s'en retrouve plus dégradé que dans le cas de la première stratégie de retraitement qui mélange le plutonium issu des zones fissiles et fertiles. Le plutonium utilisé pour la fabrication des combustibles neufs de RNR étant plus dégradé, la teneur en plutonium augmente. Ce raisonnement est aussi valable pour les autres familles de cœurs minimisant la fraction de RNR, mais l'effet est moins flagrant.

#### 4.4 CONCLUSIONS DU CAS D'APPLICATION

##### 4.4.1 Synthèse de l'étude

Ce cas d'application constitue un premier exemple de l'intérêt de coupler la conception de cœur de réacteur avec les études de scénarios. L'objectif ici est de minimiser la fraction de RNR dans un parc mixte REP-RNR qui stabilise l'inventaire en plutonium du parc. Pour ce faire, une méthodologie décrivant l'équilibre en plutonium par une équation de stabilisation de sa masse et de sa qualité est utilisée. 2000 conceptions RNR ont été échantillonnées sur le domaine de définition des métamodèles présentés dans le Chapitre III et injectées dans les équations d'équilibre. Deux stratégies de

retraitement ont été étudiées : une première qui considère que tout le plutonium issu des RNR est mélangé, et une seconde pour laquelle la séparation du plutonium issu des zones fissiles et fertiles est possible. Les équations sont alors adaptées à la stratégie de retraitement étudiée. La résolution du système d'équations donne accès à la composition du parc, à la qualité d'équilibre du plutonium ainsi qu'à la répartition du plutonium issu des RNR entre les REP MOX et les RNR.

Une étude analytique simplifiée a permis de déterminer que la fraction de RNR, qu'elle soit exprimée en nombre de réacteurs ou en puissance, dépend principalement de trois facteurs :

- la fraction de REP MOX dans le parc, qui définit le flux massique de plutonium que les RNR doivent impérativement être en mesure de consommer ;
- le flux massique de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX ;
- le caractère consommateur du RNR.

Selon l'expression analytique trouvée, la minimisation de la fraction de RNR passe par la minimisation du premier facteur ou la maximisation des deux derniers. Physiquement, la minimisation de la fraction de REP MOX implique la minimisation du nombre de combustibles irradiés issus des REP MOX dont le plutonium doit être repris en RNR. Moins il y a de plutonium à retraiter et moins il faut de réacteurs pour le reprendre. Les parcs contenant des RNR consommateurs de plutonium ont une fraction de REP MOX faible. En effet, les RNR consommateurs de plutonium produisent un plutonium dégradé difficilement utilisable en REP MOX. Les REP MOX sont donc uniquement approvisionnés par des REP UOX. Sachant qu'il faut environ 8 REP UOX pour 1 REP MOX, la fraction de REP MOX est minimale pour ce cas. Inversement, un RNR surgénérateur peut fournir du plutonium aux REP MOX, ce qui conduit à une réduction de la fraction de REP UOX au profit de la fraction de REP MOX.

Pour sa part, le flux massique de plutonium issu des RNR dédié aux REP MOX quantifie la participation du RNR dans l'approvisionnement des REP MOX. Plus le RNR est en capacité de fournir du plutonium aux REP MOX et plus le nombre de RNR diminue. Les RNR surgénérateurs semblent être les plus indiqués pour maximiser ce terme puisqu'ils génèrent plus de plutonium qu'ils n'en consomment et que la qualité du plutonium produit est suffisamment élevée pour être utilisé en REP. Enfin, le caractère consommateur du RNR définit la consommation nette de plutonium d'un RNR. Plus le RNR consomme de plutonium et plus le nombre de RNR nécessaire à la stabilisation de l'inventaire en plutonium diminue. Les RNR dont le gain de régénération est fortement dégradé sont tout indiqués pour maximiser ce terme.

Suite à l'analyse des facteurs qui pilotent la fraction de RNR, des contradictions apparaissent. En effet, la minimisation de la fraction de REP MOX et la maximisation de la consommation de plutonium du RNR sont tous deux accomplis par des cœurs fortement consommateurs de plutonium, tandis que la maximisation du flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX est assurée par des cœurs surgénérateurs. Une hiérarchisation de ces termes est donc impérative pour obtenir les tendances de conception qui minimisent la fraction de RNR dans le parc. Cette hiérarchisation varie selon que la fraction de RNR est exprimée en nombre de réacteurs ou en puissance.

Si la fraction est exprimée en nombre de réacteurs, le flux massique de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX domine largement les deux autres facteurs. Sa maximisation conduit à la minimisation de la fraction de RNR. Les cœurs menant à une fraction de RNR inférieure à 25% sont des cœurs de grande puissance et de faible puissance volumique maximisent le nombre d'assemblages en cœur ainsi que la qualité du plutonium, maximisant de ce fait la masse de plutonium qui peut être transmise aux REP MOX. Par des ajustements du temps d'irradiation, de la fraction combustible et de la quantité de couvertures fertiles, la composition du parc stabilisant l'inventaire en plutonium est

relativement flexible. Un parc contenant moins de 25% de RNR peut effectivement avoir entre 1,5 et 5,5 fois plus de REP UOX que de REP MOX selon la conception de RNR retenue. Cette flexibilité sur la composition du parc en fonction de la conception de RNR choisie permet de prendre en compte d'autres critères du cycle comme l'inventaire en plutonium à l'équilibre, la capacité des usines du cycle ou encore la consommation d'uranium naturel.

Si la fraction est exprimée en puissance, les trois facteurs, ou plutôt, leurs équivalents normalisés à la puissance du RNR, ont des impacts comparables. Cet équilibrage donne lieu à l'obtention de diverses conceptions qui minimisent la fraction de RNR. Ces conceptions peuvent être réparties en quatre groupes distincts : les grands cœurs surgénérateurs, les petits cœurs consommateurs de plutonium, les grands cœurs isogénérateurs et les petits cœurs isogénérateurs. Les grands cœurs surgénérateurs maximisent le terme du flux de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX, tandis que les petits cœurs consommateurs de plutonium minimisent la fraction de REP MOX et maximisent la masse de plutonium consommée en cœur par unité de puissance. Les grands isogénérateurs et les petits cœurs isogénérateurs atteignent un compromis entre les trois termes pilotant la fraction de RNR. A travers le prisme de la fraction de RNR en puissance, les options de conceptions RNR obtenues sont plus nombreuses ce qui permet de considérer une plus grande diversité de parcs. Par exemple, les grands cœurs surgénérateurs permettent de réduire la fraction de REP UOX dans le parc, menant ainsi à une diminution de la consommation d'uranium naturel. Par ailleurs, un tel parc pourrait faciliter la transition vers un parc symbiotique REP MOX – RNR capable de fermer le cycle combustible. En revanche, un parc contenant des petits cœurs de RNR fortement consommateurs de plutonium minimisent potentiellement à la fois l'inventaire en plutonium du parc et la capacité des usines du cycle, au prix d'une augmentation de la consommation d'uranium naturel et d'une teneur en plutonium dépassant les 30%.

Le recours à une stratégie de retraitement plus complexe, qui rend possible la séparation fine du plutonium en sortie de RNR, réduit la fraction de RNR en nombre de réacteurs et en puissance d'environ 5 points de pourcentage. Cela vient du fait que chaque RNR produit une masse plus importante de plutonium d'une qualité suffisante pour être utilisé en REP MOX. La fraction de RNR diminue au profit de la fraction de REP MOX. Les conceptions de RNR qui minimisent la fraction de RNR sont similaires à celles obtenues dans le cadre de la première stratégie de retraitement. La différence majeure entre les deux stratégies de retraitement porte sur la teneur en plutonium dans les RNR. Du fait de la séparation du plutonium de bonne qualité, le RNR tend à recevoir en entrée un plutonium plus dégradé, obligeant une augmentation de la teneur en plutonium pour assurer la criticité du cœur pendant toute la durée de l'irradiation. Ce changement impacte principalement les petits cœurs consommateurs de plutonium dont la teneur en plutonium est la plus élevée parmi toutes les conceptions minimisant la fraction de RNR.

En analysant ces résultats, il apparaît que les cœurs minimisant la fraction de RNR en nombre de réacteurs minimisent aussi la fraction de RNR en puissance, tandis que la réciproque est fautive. Il est donc crucial de bien définir l'objectif derrière la minimisation de la fraction de RNR. S'il s'agit de construire le moins de réacteurs possible en raison du coût unitaire potentiellement élevé des RNR, alors les grands cœurs sont tout indiqués. S'il s'agit plutôt de maximiser l'efficacité des RNR, c'est-à-dire de maximiser leur impact sur les flux de plutonium par unité de puissance produite, une plus large gamme de cœurs peut convenir. L'accès à un grand nombre de solutions pour la minimisation de la fraction de RNR rend plus facile l'obtention d'un compromis entre les performances du cycle, le bon fonctionnement du cœur et l'évolution future du parc.

Enfin, il a été mis en évidence que les cœurs de grande puissance font preuve d'une plus grande flexibilité que les petits cœurs. En effet, ces cœurs peuvent minimiser à la fois la fraction de RNR



exprimée en nombre de réacteurs et en puissance en ayant un gain de régénération variable, allant de l'isogénération à la surgénération, simplement en adaptant la quantité de couvertures fertiles en cœur et le temps de séjour. En comparaison, le passage de l'isogénération à la consommation de plutonium pour un petit cœur demande un changement de la puissance volumique du cœur, donc de son volume, ce qui n'est pas un paramètre modifiable au cours de la vie du réacteur. Pour le déploiement d'un parc mixte REP-RNR, les grands cœurs semblent donc à privilégier.

#### 4.4.2 Limites de l'étude et perspectives

Cette méthodologie présente néanmoins certaines limites. En effet, côté calcul de scénarios, l'étude d'un parc dans un état stationnaire suppose l'existence du parc en amont. Or rien ne garantit a priori la faisabilité du déploiement d'un tel parc à partir d'un parc initial. De plus, les transitions d'un parc à un autre constituent le cœur de la complexité des calculs de scénarios. Seule une étude en dynamique permettra de traiter ces problématiques et de vérifier l'exactitude des résultats obtenus ici. Un calcul dynamique est réalisé dans le chapitre suivant.

Côté conception de RNR, le recours à l'estimateur qualité au lieu de l'isotopie précise du plutonium provoque une perte d'information telle qu'il n'est plus possible d'évaluer précisément les performances du cœur. Une étude dynamique donnant accès à l'historique des combustibles chargés dans les RNR est nécessaire pour s'assurer du bon fonctionnement du cœur pendant toute sa vie. Les phases de transitions d'un parc à l'autre, non modélisées en statique, sont justement les phases au cours desquelles la composition du combustible est la plus amenée à changer. Ce sont donc au cours de ces phases qu'il est essentiel de suivre les performances des RNR.

Enfin, la conception et le fonctionnement des REP utilisés pour cette étude ont été considérés constants. Cette hypothèse est forte car il a déjà été montré que le burn-up des REP notamment a une grande influence sur les flux de matière dans le cycle. Pour aller plus loin, il serait intéressant d'étudier la sensibilité des résultats trouvés ici à une variation du burn-up des REP UOX et des REP MOX, voire même de construire des métamodèles dédiés aux REP pour réaliser, pourquoi pas, des changements dans leur conception.

# Chapitre V - Etudes dynamiques : transition d'un parc REP vers un parc 100% RNR ou un parc mixte REP-RNR

*Dans le Chapitre IV, les modèles flexibles de RNR ont été couplés à une méthode d'analyse de parc à l'équilibre et ont permis de mettre en lumière des tendances de conception de cœurs menant à une stabilisation de l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP – RNR, tout en minimisant la fraction de RNR dans le parc. L'étude d'un parc à l'équilibre suppose implicitement que ce parc a pu être déployé. Néanmoins, rien ne garantit que ce déploiement soit effectivement faisable selon le scénario considéré. Cela est d'autant plus vrai lorsque la disponibilité des matières pose question, ce qui est le cas pour le déploiement de RNR. L'objectif de ce chapitre est de prendre en compte ces aspects dynamiques à l'aide de deux cas d'étude : le déploiement d'un parc 100% RNR et le déploiement d'un parc mixte REP-RNR à l'image des parcs étudiés dans le chapitre précédent.*

*Dans un premier temps, les hypothèses retenues pour les études dynamiques sont présentées. Puis, le cas du déploiement d'un parc 100% RNR est détaillé et permet de déterminer des conditions sur les paramètres de conception de RNR afin d'assurer la viabilité d'une trajectoire. Le cas du déploiement d'un parc mixte REP-RNR assurant la stabilisation de l'inventaire en plutonium est ensuite étudié. L'objectif est alors de comparer les trajectoires viables par rapport aux équilibres trouvés dans le Chapitre IV. Une fois que les RNR donnant accès à des trajectoires viables sont identifiés, une discrimination est effectuée en fonction de critères propres au cycle et en fonction des performances de ces cœurs.*

## 5.1 HYPOTHESES / SCENARIOS ETUDIES

### 5.1.1 Description des trajectoires

Les trajectoires étudiées sont structurées en trois périodes distinctes : un parc initial, un parc intermédiaire et un parc cible, dont l'objectif principal est de stabiliser l'inventaire en plutonium à l'aide de RNR. La Figure V-1 schématise ces trois paliers. Pour toutes les trajectoires, la production électrique est maintenue constante au cours du temps à une valeur proche de 420 TWhe.

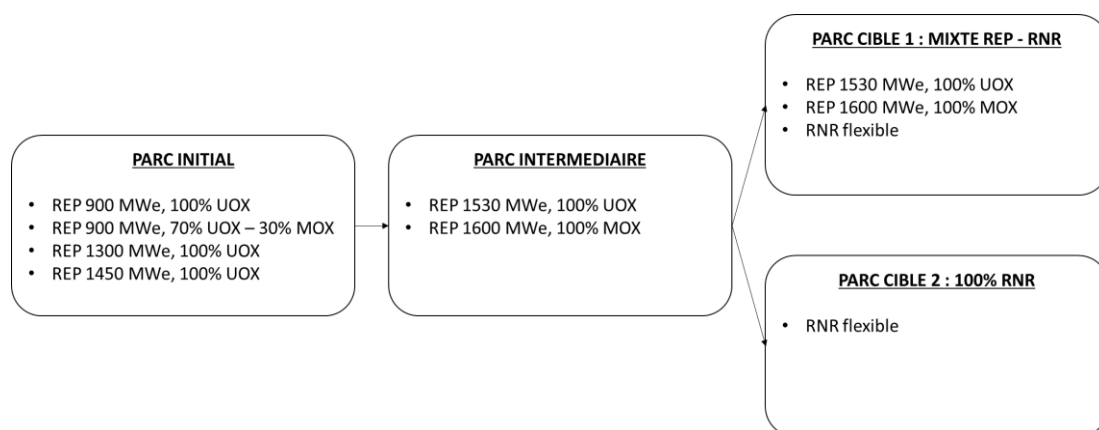


Figure V-1 : Parcs modélisés

Le parc initial est un parc similaire au parc français de 2018. Il est composé de 34 réacteurs de 900 MWe, 20 réacteurs de 1300 MWe et de 4 réacteurs de 1450 MWe. Ces réacteurs ont été mis en service entre 1980 et 2000. Initialement, ces réacteurs ont été conçus pour fonctionner 40 ans. Même si des travaux sont actuellement engagés pour prolonger la durée de vie de quelques centrales, on considère que les réacteurs du parc initial ne peuvent pas dépasser 40 ans. Le remplacement du parc initial doit donc s'effectuer entre 2020 et 2040 dans le but de maintenir une production électrique constante.

Pour le renouvellement du parc, on ne considère que des REP de génération III+, comme l'EPR, dont la durée de vie atteint les 60 ans. Certaines études antérieures ont considéré le déploiement de RNR dès 2040 [32], [63]. Néanmoins, suite notamment à l'arrêt du projet ASTRID, il semble peu crédible que des RNR puissent être déployés entre 2020 et 2040 en France. C'est pourquoi il est décidé de ne déployer que des REP pour le parc intermédiaire. Ce parc est constitué de 36 REP chargés uniquement avec des combustibles UOX et de 4 REP entièrement chargés avec du combustible MOX. Ces réacteurs sont notés respectivement REP UOX et REP MOX dans la suite. Cette répartition permet de limiter l'accumulation de combustibles UOX usés en entreposage, tout en accumulant du plutonium dans les combustibles usés pour préparer le déploiement des RNR [98].

Le parc cible est déployé entre 2080 et 2100. Comme expliqué précédemment, deux types de parc cible sont étudiés ici. Le premier correspond à un parc mixte REP – RNR, à l'instar des parcs étudiés dans le chapitre 4. Ces parcs sont constitués de REP UOX, de REP MOX et de RNR de telle sorte à stabiliser l'inventaire en plutonium. Le deuxième de type de parc est un parc 100% RNR et permet donc la fermeture du cycle.

La Figure V-2 illustre l'évolution de la production électrique au cours du temps dans le cas d'un parc final mixte REP – RNR et pour un RNR de puissance 3500 MWth, de puissance volumique 150 W/cm<sup>3</sup>, de fraction combustible 37%, de temps de séjour 800 JEPP et sans couverture fertile.

On remarque que certains réacteurs continuent de produire de l'électricité après la date limite. Par exemple, le parc initial en bleu ne s'arrête complètement qu'en 2045 au lieu de 2040. Cet effet est la conséquence de l'hypothèse d'arrêt non strict du réacteur. Cette hypothèse consiste à poursuivre l'irradiation jusqu'à ce que chaque lot du réacteur ait atteint le taux de combustion cible. Lorsqu'un lot a subi l'irradiation souhaité après la date de mise à l'arrêt du réacteur, il n'est pas remplacé. Les dates de démarrage des réacteurs ont donc été ajustées afin d'obtenir une production électrique la plus constante possible. Cette hypothèse est forte dans la mesure où l'épuisement total des combustibles nécessiterait la fabrication d'assemblages combustibles à enrichissement limité dédié à la fin de vie des cœurs. Cependant, elle permet d'intégrer des incertitudes dans les dates d'arrêt des réacteurs et ainsi de limiter les variations brutales de la production électrique dans la simulation.

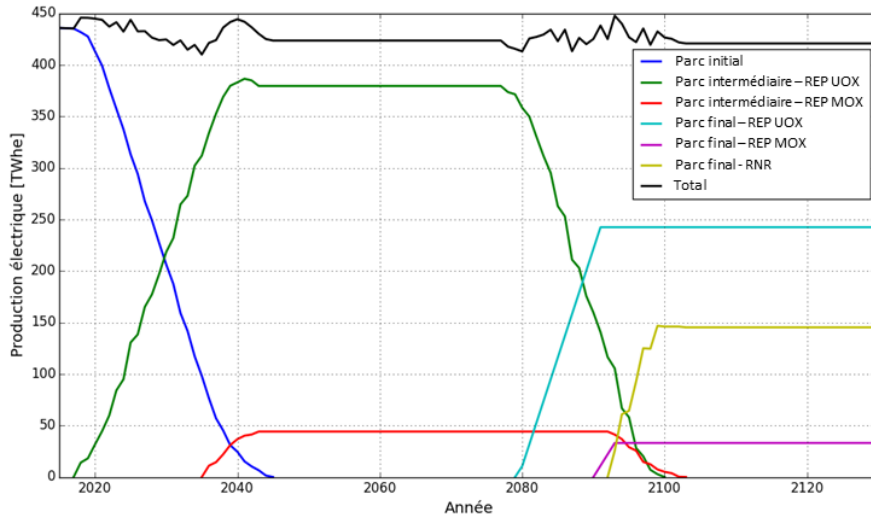


Figure V-2: Exemple de production électrique

### 5.1.2 Réacteurs

Comme expliqué dans la section 5.1.1, le parc initial est composé de REP de 900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe. Parmi les REP 900, 20 sont chargés à 30% avec du combustible MOX pour correspondre à la situation actuelle. Afin de réduire le temps de calcul, chaque groupe homogène de réacteurs est modélisé par un unique réacteur, nommé macro-réacteur, dont les caractéristiques (puissance, masse de combustible chargée à chaque cycle) sont égales à la somme des caractéristiques des réacteurs unitaires. Ce faisant, le nombre de calculs d'irradiation et de refroidissement est divisé par le nombre de réacteurs que remplace le macro-réacteur. En revanche, les stocks de matière et les usines du cycle sont sollicités de façon plus brutale dans le cas du macro-réacteur puisque chaque chargement du macro-réacteur est équivalent au chargement de plusieurs réacteurs. La Figure V-3 illustre ce phénomène dans le cas où un macro-réacteur remplace 5 réacteurs unitaires. Dans des situations où les stocks de matière fissile comme le plutonium sont limités, la modélisation par macro-réacteur peut mener à un manque de matière et ainsi rendre une trajectoire non viable, alors qu'une modélisation réacteur par réacteur pourrait fonctionner.

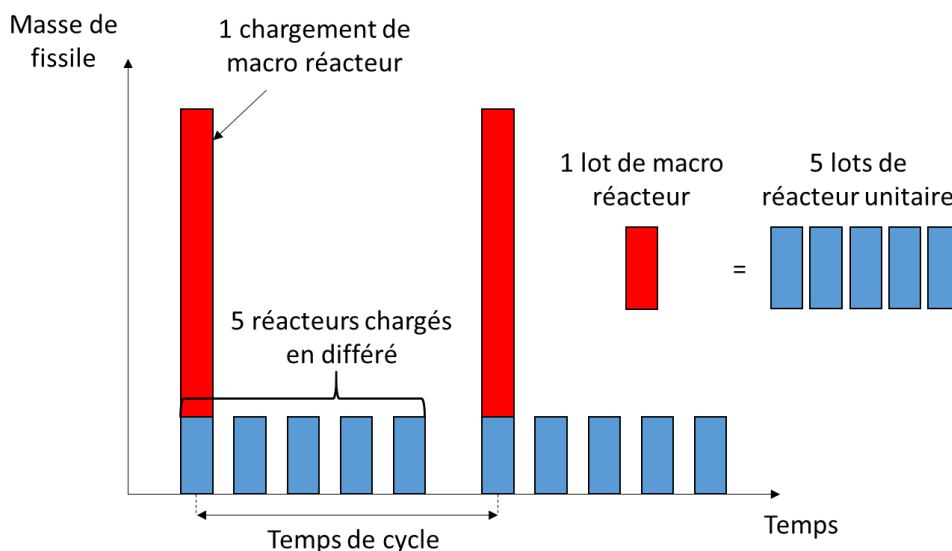


Figure V-3 : Schéma de l'effet de la modélisation par macro-réacteur

Ceci étant dit, le parc initial n'est pas sujet à un manque de matière fissile, aucune tension sur l'approvisionnement en uranium n'étant considérée dans nos hypothèses. Il est donc modélisé par 4 macro-réacteurs :

- 1 macro-réacteur pour les REP de 900 MWe chargés avec du combustible UOX,
- 1 macro-réacteur pour les REP de 900 MWe chargés partiellement avec du combustible MOX,
- 1 macro-réacteur pour les REP de 1300 MWe chargés avec du combustible UOX,
- 1 macro-réacteur pour les REP de 1450 MWe chargés avec du combustible UOX.

Les quatre macro-réacteurs fonctionnent à leur puissance maximale au début de la simulation puis celle-ci est réduite graduellement entre 2020 et 2040.

Le parc intermédiaire ne présente pas de tension sur la disponibilité de la matière fissile, ses REP UOX et REP MOX sont donc modélisés à l'aide de macro-réacteurs aussi.

Pour le parc final, tous les réacteurs sont modélisés individuellement car le déploiement de RNR demande une réserve de plutonium importante. La modélisation fine est nécessaire pour faire la différence entre des trajectoires qui ont une faible marge de plutonium et celles qui présentent un manque de plutonium.

L'ensemble des valeurs des paramètres de conception utilisés dans cette étude est présenté dans le Tableau V-1. Toutes les couvertures fertiles, axiales et radiales, ont la même épaisseur, qui peut valoir 0, 10 ou 20 cm. L'échantillonnage a été adapté selon le scénario étudié dans le but de réduire le nombre de calculs réalisés. Comme expliqué dans la section 5.3, le cas du parc symbiotique présente moins de tension sur la quantité de plutonium disponible. L'ensemble du domaine a donc été exploré. Dans le cas du parc 100% RNR, des premiers calculs ont été réalisés sur un domaine plus restreint, présenté dans le Tableau V-2, dans le but d'estimer la marge de plutonium. Une fois les résultats analysés, des calculs complémentaires ont été effectués en prenant des cœurs susceptibles de mener à des trajectoires viables. Leurs paramètres sont montrés dans le Tableau V-3. Les motivations de ce choix sont précisées dans la section 5.2.2.

**Tableau V-1 : Domaine de variation pour l'étude du parc symbiotique**

Paramètres	Unité	Valeurs
Puissance (P)	MWth	200 - 400 - 600 - 800 - 1000 - 1500 - 2000 - 2500 - 3000 - 3500 - 4000
Puissance volumique (Pvol)	W/cm <sup>3</sup>	100 - 150 - 200 - 250 - 300
Fraction combustible (FC)	%	37 - 40 - 43
Temps de séjour (TS)	JEPP	800 - 1200 - 1600 - 2000
Épaisseur des couvertures fertiles (e)	cm	0 - 10 - 20

**Tableau V-2 : Premier domaine de variation pour l'étude du parc 100% RNR**

Paramètres	Unité	Valeurs
Puissance (P)	MWth	1000 - 2000 - 3000 - 4000
Puissance volumique (Pvol)	W/cm <sup>3</sup>	100 - 150 - 200 - 250 - 300
Fraction combustible (FC)	%	37 - 40 - 43
Temps de séjour (TS)	JEPP	800 - 1200 - 1600 - 2000
Épaisseur des couvertures fertiles (e)	cm	0 - 10 - 20

Tableau V-3 : Domaine de variation complémentaire pour l'étude du parc 100% RNR

Paramètres	Unité	Valeurs
Puissance (P)	MWth	2500 - 3500
Puissance volumique (Pvol)	W/cm <sup>3</sup>	250 - 300
Fraction combustible (FC)	%	40 -43
Temps de séjour (TS)	JEPP	1600 - 2000
Epaisseur des couvertures fertiles (e)	cm	10 - 20

### 5.1.3 Entreposage de combustibles usés

L'état de l'entreposage fin 2018 est utilisé ici [99] : 12 000 tonnes de combustibles UOX usés et 2 140 tonnes de combustibles MOX usés sont disponibles au début de la simulation. N'ayant pas accès au détail précis de l'isotopie des combustibles usés, des hypothèses ont été faites quant à leur composition. Pour les combustibles UOX usés, il a été montré que la qualité du plutonium disponible est minimale pour un refroidissement d'environ 80 ans du fait de la décroissance du plutonium 241 en américium 241 [96]. On choisit donc de prendre la composition d'un combustible UOX après irradiation dans un REP 900 et de calculer analytiquement sa composition après 80 ans de refroidissement. Ce faisant, l'isotopie considérée pour les combustibles usés UOX disponibles est la plus dégradée possible.

Pour le combustible MOX usé, l'isotopie d'un combustible MOX irradié en REP 900 est retenue. Contrairement au cas des combustibles UOX usés, il n'y a pas nécessité de refroidir analytiquement le stock initial de combustibles MOX usés avant la simulation. Ces combustibles ne sont retraités effectivement qu'au moment du déploiement des RNR, soit 60 ans après le début de la simulation. Le refroidissement calculé au cours de cette période fait décroître la majeure partie du plutonium 241. L'erreur liée à cette hypothèse sur les fractions du vecteur plutonium est estimée à 0,3 points de pourcentage, ce qui est acceptable dans le cadre de ce travail.

### 5.1.4 Stocks de matière

L'uranium naturel et l'uranium appauvri nécessaires à la fabrication des différents combustibles proviennent de stocks infinis. Autrement dit, on suppose que ces matières sont toujours disponibles.

Le plutonium disponible dans les combustibles usés entreposés est de mauvaise qualité par construction. Pour ne pas utiliser du plutonium dont l'isotopie est dégradée dans les combustibles MOX des REP 900, on décide d'utiliser du plutonium issu d'un stock externe et dont la qualité vaut 63%, ce qui correspond à la qualité d'un plutonium issu d'un combustible UOX irradié à un taux de combustion de 53 GWj/t environ. Ce stock est utilisé pendant les 10 premières années de la simulation, pour une masse de plutonium consommée de 125 tonnes. Ce stock peut ensuite être utilisé au cours de la trajectoire lorsqu'il n'y a plus de plutonium utilisable pour fabriquer du combustible MOX pour REP ou pour RNR.

### 5.1.5 Usines du cycle

Toutes les usines du cycle ne fonctionnent pas de manière continue mais seulement en fonction du besoin des installations du cycle en fait la demande. Par exemple, l'usine de retraitement ne retire pas un tonnage annuel fixe de combustibles usés mais simplement la quantité permettant d'obtenir suffisamment de plutonium pour fabriquer le combustible neuf du prochain rechargement de réacteur. Cette hypothèse simplificatrice ne permet donc pas de modéliser les stocks de plutonium séparé ou de déterminer le juste dimensionnement des usines. En revanche, l'intégrale du besoin en retraitement ou en fabrication de combustible neuf est connue avec cette modélisation.

### 5.1.6 Stratégies de retraitement

La Figure V-4 présente la stratégie de retraitement mise en œuvre pour le parc intermédiaire. Les combustibles usés issus des REP UOX sont retraités en LIFO afin de garantir que les REP MOX reçoivent le meilleur plutonium possible et ainsi limiter sa teneur en dessous de 12%. Les combustibles usés issus des REP MOX sont entreposés en attendant le déploiement des RNR.

Dans le cas où le parc cible est un parc mixte REP-RNR, la Figure V-5 montre la stratégie de retraitement utilisée. Les combustibles usés issus des REP MOX et les plus vieux combustibles issus de REP UOX sont retraités pour démarrer les RNR. Pour alimenter les REP MOX, l'ordre de retraitement préférentiel est le suivant : REP UOX, RNR, REP MOX. Pour les RNR, l'ordre de retraitement est : REP MOX, REP UOX, RNR.

Par ailleurs, un temps de refroidissement  $T_{ref} = 5$  ans est imposé pour les combustibles usés avant qu'ils puissent être retraités et un temps de fabrication des combustibles neuf  $T_{fab} = 2$  ans est pris en compte [32].

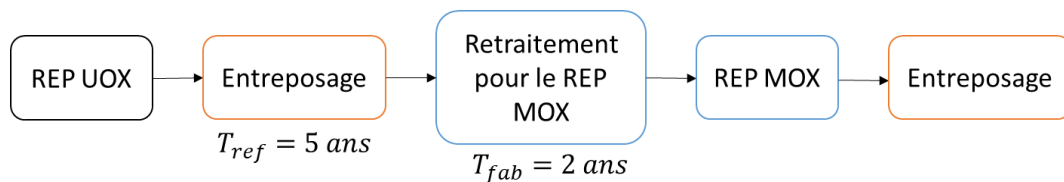


Figure V-4 : Stratégie de retraitement pour le parc intermédiaire

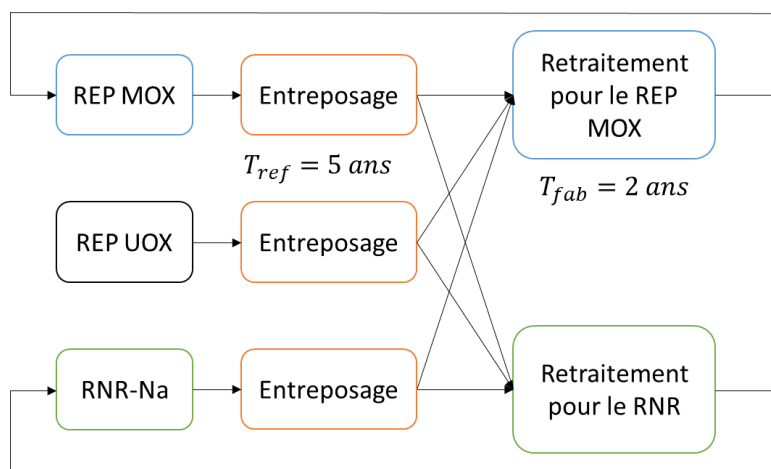


Figure V-5 : Stratégie de retraitement pour le parc mixte REP-RNR

## 5.2 CONCEPTION DE RNR ET TRANSITION : CAS DE LA FERMETURE DU CYCLE AVEC UN PARC 100% RNR

Cette première étude dynamique permet de mettre en avant l'intérêt de la méthodologie mise au point au cours de ce travail de thèse. L'objectif ici est de comprendre le lien entre les paramètres de conception et les grandeurs clés du scénario qui déterminent la viabilité d'une trajectoire. Pour ce faire, le cas du déploiement d'un parc 100% RNR est étudié.

### 5.2.1 Trajectoires viables et non viables

Intéressons-nous à un cas simple pour appréhender la physique derrière les transitions. Le parc cible est un parc 100% RNR. Le début de la transition ainsi que l'échantillonnage utilisé pour les cœurs de

RNR sont identiques à ceux montrés dans la section précédente. La Figure V-6 illustre l'évolution de la marge de plutonium en fonction du temps au moment de la transition vers le parc 100% RNR. La marge de plutonium représente la masse de plutonium disponible dans les combustibles irradiés qui ont été suffisamment refroidis pour être retraités. Cette masse est évaluée au 1<sup>er</sup> janvier de chaque année au cours de la simulation.

Trois types de trajectoires sont identifiés :

- en vert, les trajectoires dont la marge en plutonium reste positive tout au long de la simulation, faisant d'elles des trajectoires viables,
- en orange, les trajectoires ayant une marge positive à la fin de la transition mais qui présentent un manque de plutonium à un moment de la simulation,
- en bleu, les trajectoires qui présentent un manque de plutonium sur toute la durée de la simulation, faisant d'elles des trajectoires non viables.

Parmi les 704 trajectoires calculées, seules 35 sont viables et 73 sont proches de la viabilité. Ce résultat confirme le fait que le déploiement d'un parc 100% RNR d'ici la fin du siècle est un exercice difficile, comme montré dans [32] par exemple.

On observe que pour toutes les trajectoires viables et proches de la viabilité, la marge en plutonium ne cesse de croître après 2100. Cela vient du fait que les RNR dont le déploiement est le plus aisé sont surgénérateurs. Pour stabiliser l'inventaire en plutonium, il serait nécessaire de modifier certains paramètres de conception, comme par exemple retirer des couvertures fertiles, afin de rendre les RNR isogénérateurs. L'objectif de cette étude étant centré sur la transition depuis un parc REP vers un parc 100% RNR, l'ajustement du parc final n'est pas traité ici. La section suivante cherche à faire le lien entre le cœur de RNR et la viabilité d'une trajectoire.

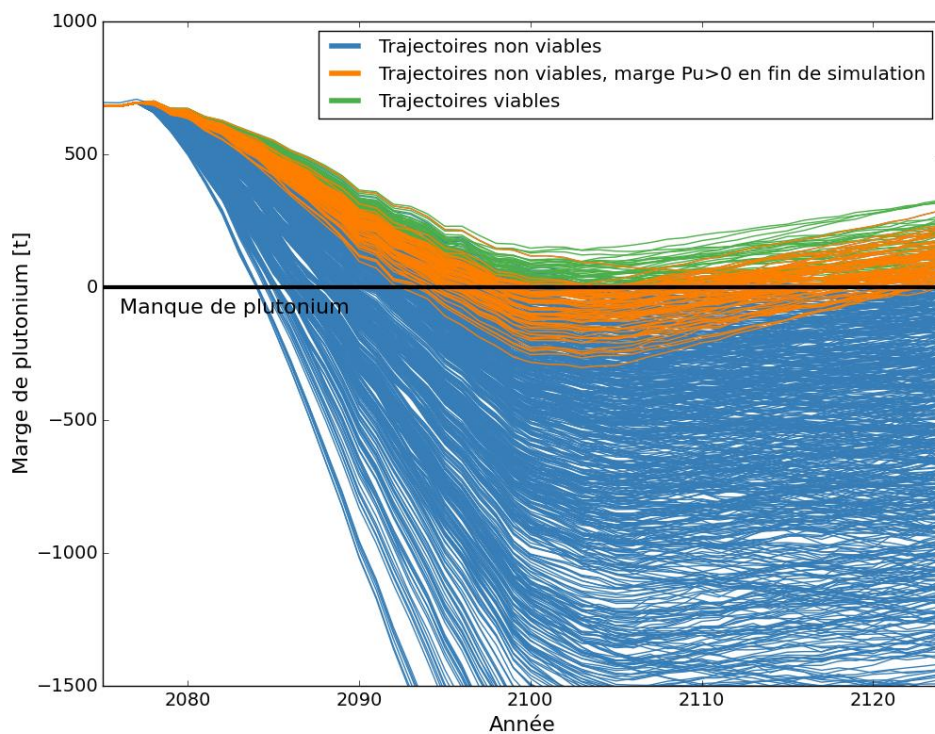


Figure V-6 : Evolution de la marge en plutonium au cours du temps dans le cas du déploiement d'un parc 100% RNR



### 5.2.2 Impact des paramètres de conception de RNR sur la viabilité des trajectoires

On s'intéresse ici à l'effet de chaque paramètre de conception (puissance, puissance volumique, fraction combustible, temps de séjour et épaisseur des couvertures fertiles) sur la marge de plutonium pour les trajectoires viables et les trajectoires proches de la viabilité, représentées en vert et en orange respectivement sur la Figure V-6. Pour chaque paramètre, deux figures sont présentées.

La première montre la dépendance du minimum de la marge de plutonium obtenu au cours de la simulation par rapport à l'évolution du paramètre considéré. La valeur minimale de la marge en plutonium est une métrique pertinente pour quantifier la distance d'une trajectoire au seuil de viabilité qu'incarne la marge de plutonium nulle. Cette distance donne alors une information quant à la robustesse du résultat obtenu concernant la viabilité d'une trajectoire. Par exemple, une trajectoire dont le minimum de la marge de plutonium vaut 1 tonne est certes considérée comme viable, mais l'incertitude inhérente au calcul de scénario ou le moindre changement d'hypothèse pourrait rendre cette trajectoire non viable. Plus le minimum de la marge de plutonium est élevé et plus la viabilité de la trajectoire est robuste. A l'inverse, une trajectoire dont le minimum de la marge de plutonium est légèrement négatif peut être perçue comme une trajectoire dont la viabilité est atteignable moyennant une modification du cœur de RNR ou d'hypothèses du cycle.

La seconde montre l'impact de la variation de ce paramètre sur la masse de plutonium dans le cœur du RNR, la teneur en plutonium et le gain de régénération, permettant une meilleure compréhension de l'effet du paramètre sur la marge en plutonium. Ces indicateurs quantifient la consommation et la production de plutonium du RNR et permettent donc d'appréhender l'effet des paramètres de conception de RNR sur la marge de plutonium.

#### 5.2.2.1 Puissance

La Figure V-7 montre que plus la puissance du RNR est élevée et plus il est facile d'atteindre des valeurs élevées de marge en plutonium, assurant ainsi la viabilité de la transition. Avec des puissances supérieures à 3500 MWth, la marge en plutonium s'élève à 130 tonnes approximativement. A l'inverse, aucune trajectoire n'est viable avec des RNR d'une puissance inférieure à 2000 MWth. Pour cette puissance, la marge en plutonium s'élève à quelques tonnes de plutonium.

La forme en dents de scie de la répartition des cœurs pour les trajectoires proches de la viabilité vient de l'échantillonnage plus restreint utilisé, comme expliqué dans la section 5.1.2. Avec plus de points, on s'attend à avoir un point à -250 tonnes pour une puissance de 3500 MWth et un point à -200 tonnes pour une puissance de 2500 MWth, conduisant à une forme plus triangulaire de la zone orangée. Pour les puissances élevées, le minimum de la marge en plutonium atteint jusqu'à -300 tonnes, alors qu'il vaut -200 pour une puissance de 2000 MWth. Tout point sous la zone orangée fait partie des trajectoires non viables, illustrées en bleu sur la Figure V-6.

Ainsi, plus la puissance augmente et plus il est probable que le cœur de RNR considéré mène à une trajectoire viable ou proche de la viabilité. La Figure V-8 permet de comprendre ce phénomène. Même si la masse de plutonium en cœur augmente linéairement avec la puissance lorsque tous les autres paramètres sont fixés, le gain de régénération du cœur progresse de façon notable. A puissance volumique fixée, une augmentation de la puissance correspond à une augmentation du volume du cœur. Le nombre de fuites neutroniques est réduit et la teneur en plutonium peut être diminuée, augmentant alors la masse d'uranium 238 en cœur et donc le gain de régénération. Plus la puissance du cœur est élevée et plus la production de plutonium est importante, ce qui permet d'alimenter d'autres RNR.

Par ailleurs, plus la puissance est élevée et moins il faut déployer de réacteurs pour un objectif de production donné. L'augmentation de la masse de plutonium avec la puissance du cœur est alors largement compensée par l'effet du nombre de réacteurs à démarrer. La Figure V-9 met en évidence la diminution de la masse totale de plutonium en cœur des RNR du parc pour une production électrique de 420 TWh lorsque la puissance du RNR augmente.

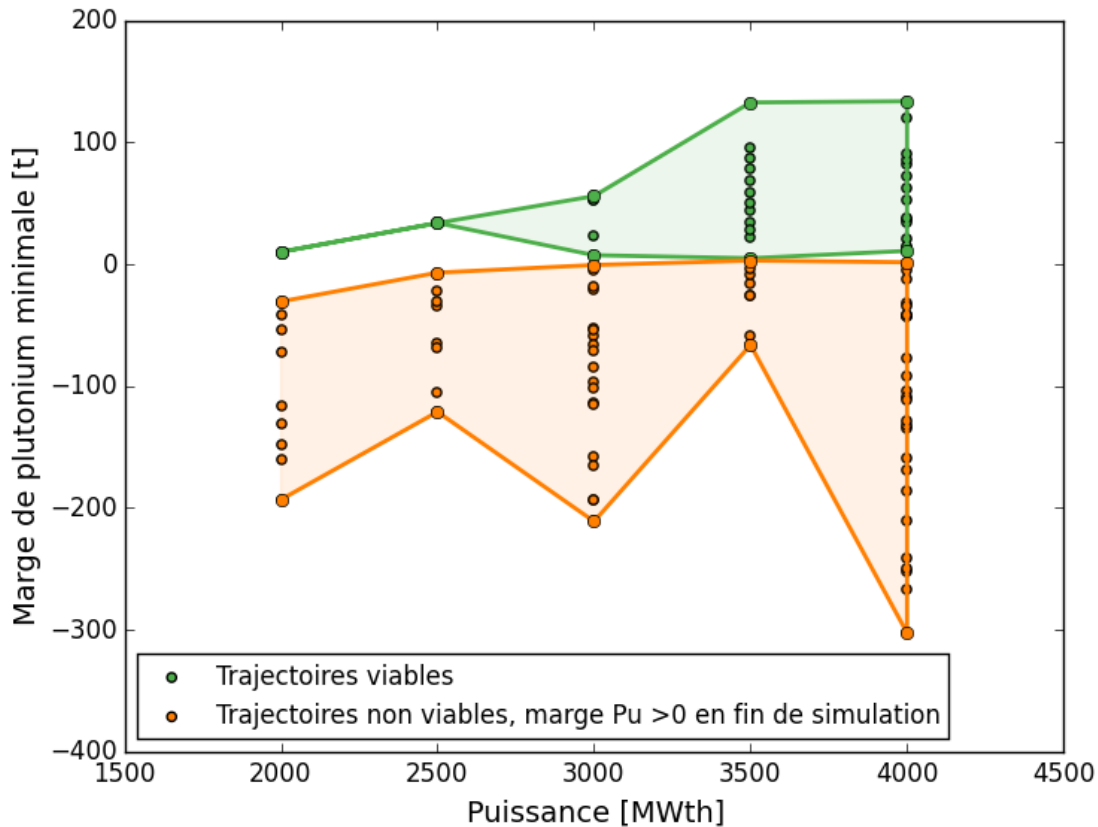


Figure V-7 : Marges de plutonium minimale en fonction de la puissance du RNR

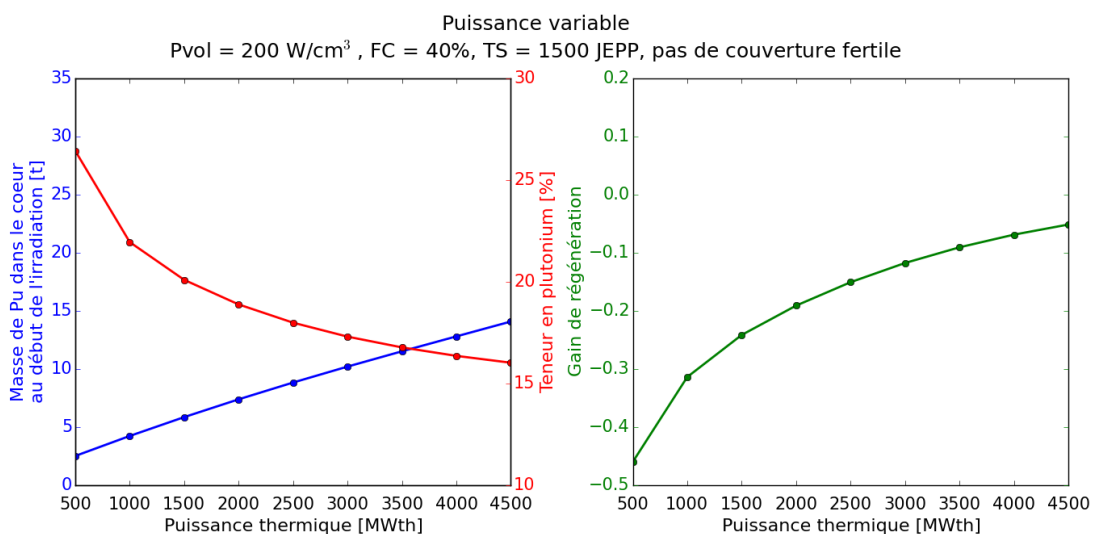


Figure V-8 : Influence de la puissance du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération

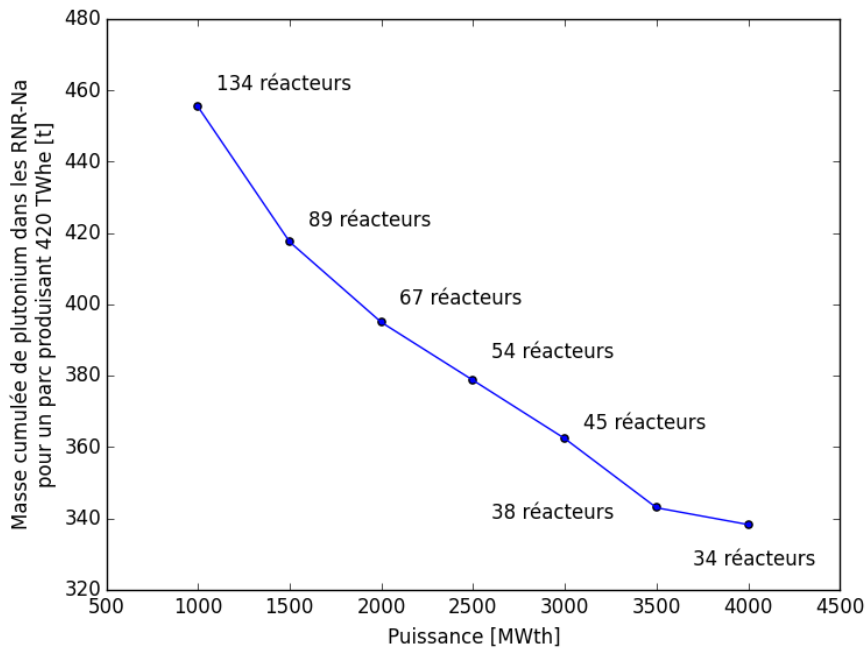


Figure V-9 : Masse totale de plutonium dans les RNR du parc en fonction de la puissance du cœur

#### 5.2.2.2 Puissance volumique

La Figure V-10 montre que plus la puissance volumique du RNR est élevée et plus il est facile d'atteindre des valeurs élevées de marge en plutonium. La valeur limite de puissance volumique rendant une trajectoire viable se situe entre 200 et 250 W/cm<sup>3</sup>. On remarque que la diminution de la puissance volumique provoque une chute rapide du minimum de la marge de plutonium. Par exemple, pour les trajectoires proches de la viabilité en orange, le passage d'une puissance volumique de 200 W/cm<sup>3</sup> à 150 W/cm<sup>3</sup> entraîne une diminution de la marge de plutonium de 200 t. Les trois cœurs à 150 W/cm<sup>3</sup> sont dans les faits des cœurs de 4000 MWth dont le gain de régénération est suffisamment élevé pour ramener la marge de plutonium en positif avant la fin de la simulation.

La chute brutale du minimum de la marge en plutonium avec la diminution de la puissance volumique est expliquée grâce à la Figure V-11. En effet, lorsque la puissance volumique diminue à puissance constante, le volume du cœur augmente de manière inversement proportionnelle à la puissance volumique, et avec lui, la masse de plutonium en cœur. La consommation du cœur est alors notablement augmentée ce qui accentue les tensions sur le plutonium disponible dans le parc. L'augmentation du gain de régénération associé à la diminution de la puissance volumique permet sur le long terme de compenser cet effet.

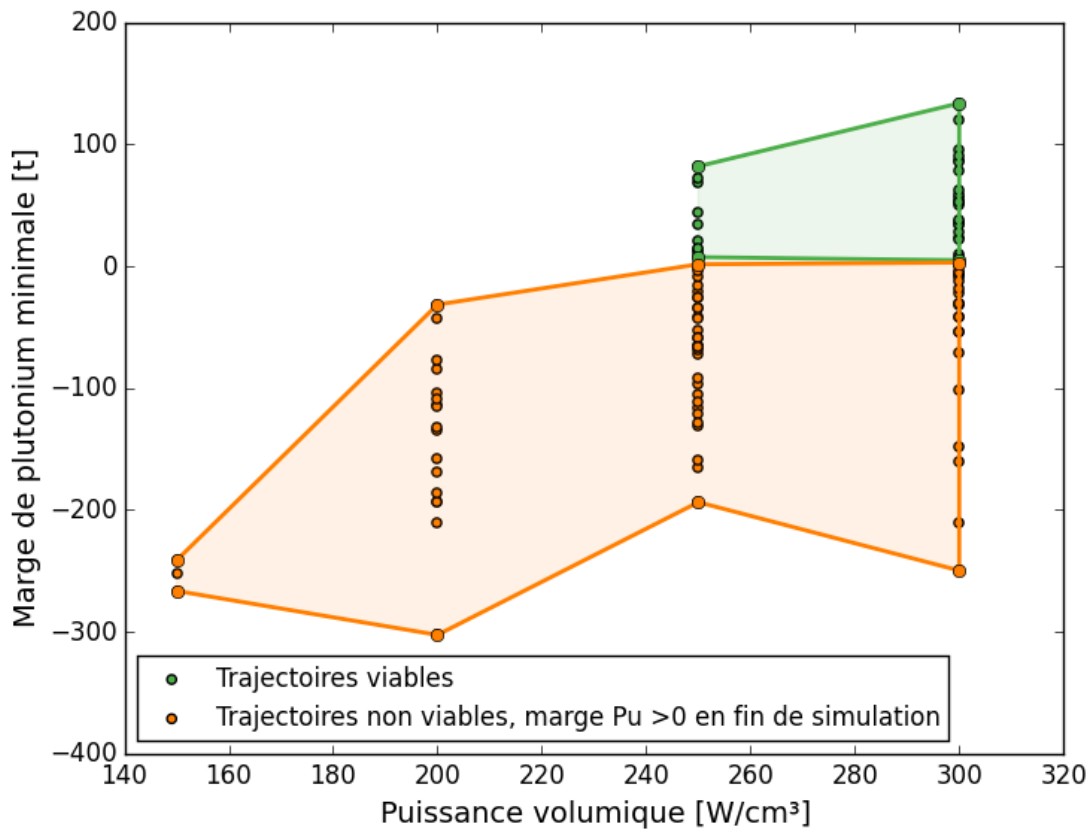


Figure V-10 : Marges de plutonium minimale en fonction de la puissance volumique du RNR

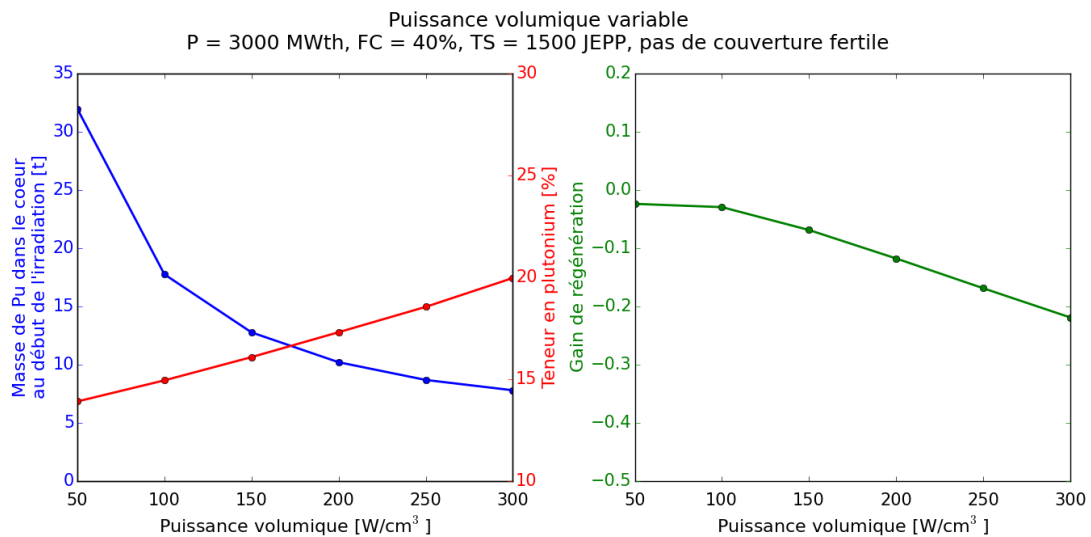


Figure V-11 : Influence de la puissance volumique du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération

### 5.2.2.3 Fraction combustible

La Figure V-12 montre que plus la fraction combustible du RNR est élevée et plus il est facile d'atteindre des valeurs élevées de marge en plutonium. Du fait de la forme de la zone verte des trajectoires viables, la valeur minimale de la fraction combustible se situe entre 36 et 37%.

La fraction de combustible affecte la capacité de production de plutonium du cœur de RNR comme illustré sur la Figure V-13. Son augmentation conduit à une diminution de la teneur en plutonium et donc à une augmentation du gain de régénération du cœur.

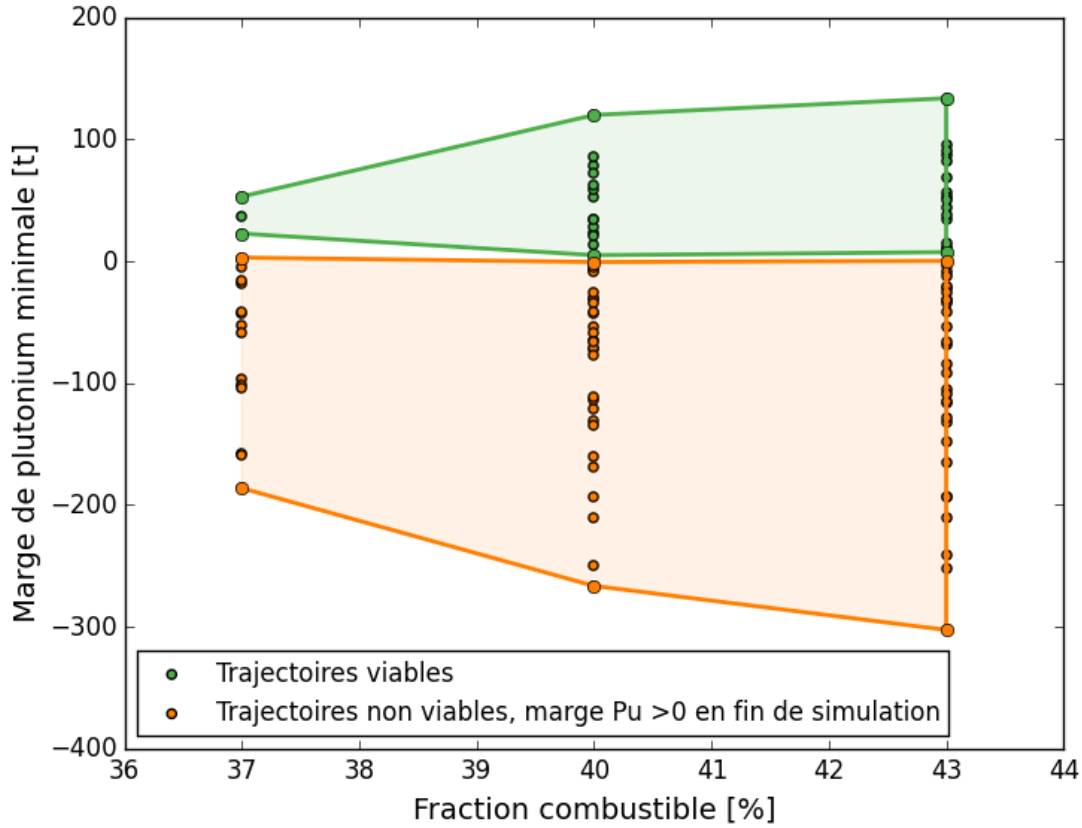


Figure V-12 : Marge de plutonium minimale en fonction de la fraction combustible du RNR

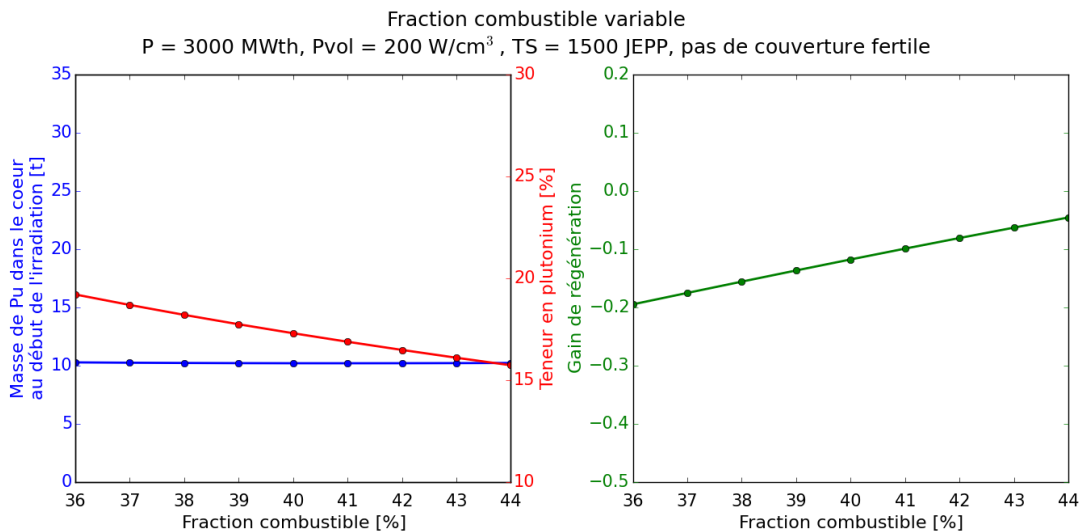


Figure V-13 : Influence de la fraction combustible du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération

5.2.2.4 Temps de séjour

La Figure V-14 montre que plus le temps de séjour du RNR est élevé et plus il est facile d'atteindre des valeurs élevées de marge en plutonium. La forme de la zone verte des trajectoires viables indique un minimum pour le temps de séjour de 1200 JEPP conduisant à un minimum de la marge en plutonium de 30 t. De la même manière que pour le cas de la puissance volumique expliqué dans la section 5.2.2.2, la zone orange des trajectoires proches de la viabilité présente une chute brutale de la marge de plutonium pour des temps de séjour inférieurs à 1200 JEPP. Les deux cœurs en orange dont le temps de séjour vaut 800 JEPP sont deux cœurs de 4000 MWth qui ont un gain de régénération suffisamment élevé pour compenser le manque de plutonium avant la fin de la simulation.

L'effet du temps de séjour est limité sur la masse de plutonium en cœur et le gain de régénération comme le montre la Figure V-15. Le fait d'augmenter le temps de séjour demande une augmentation de la réserve de réactivité disponible en cœur, qui se traduit par une augmentation de la teneur en plutonium, au détriment du gain de régénération. La perte observée sur le gain de régénération pourrait être compensée par une augmentation de la fraction combustible ou l'ajout de couvertures fertiles.

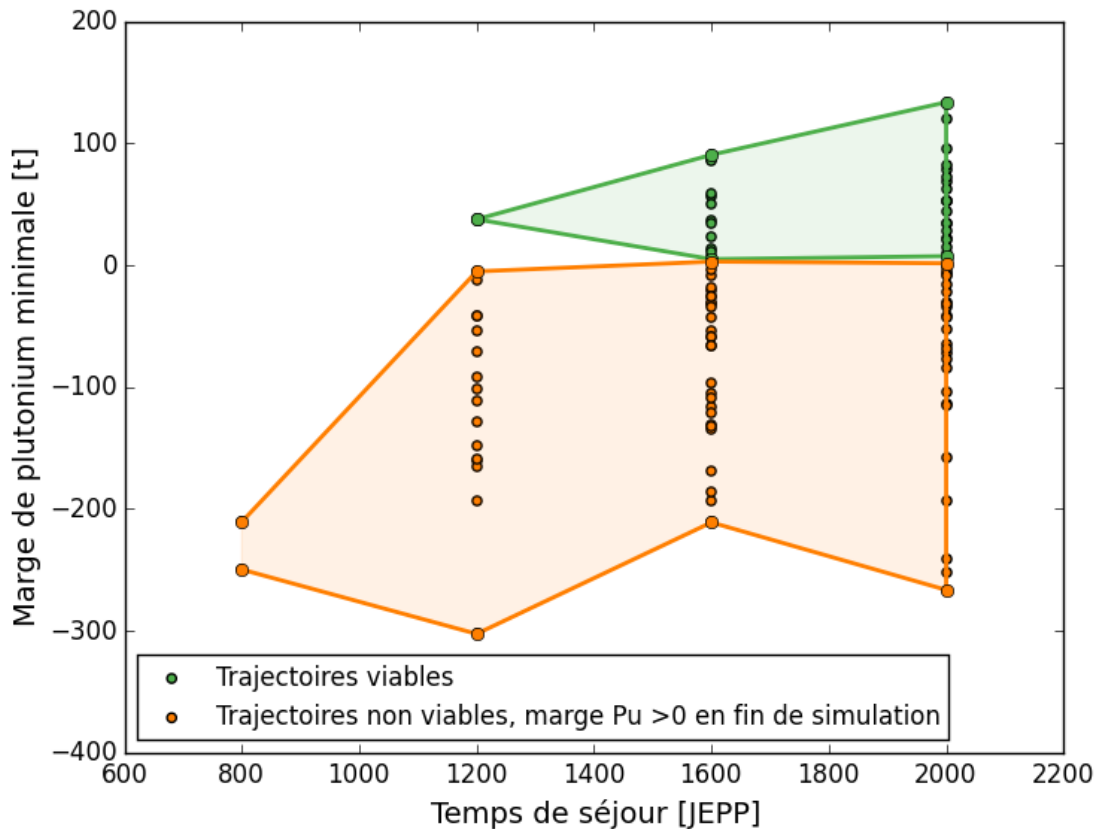


Figure V-14 : Marge de plutonium minimale en fonction du temps de séjour du RNR

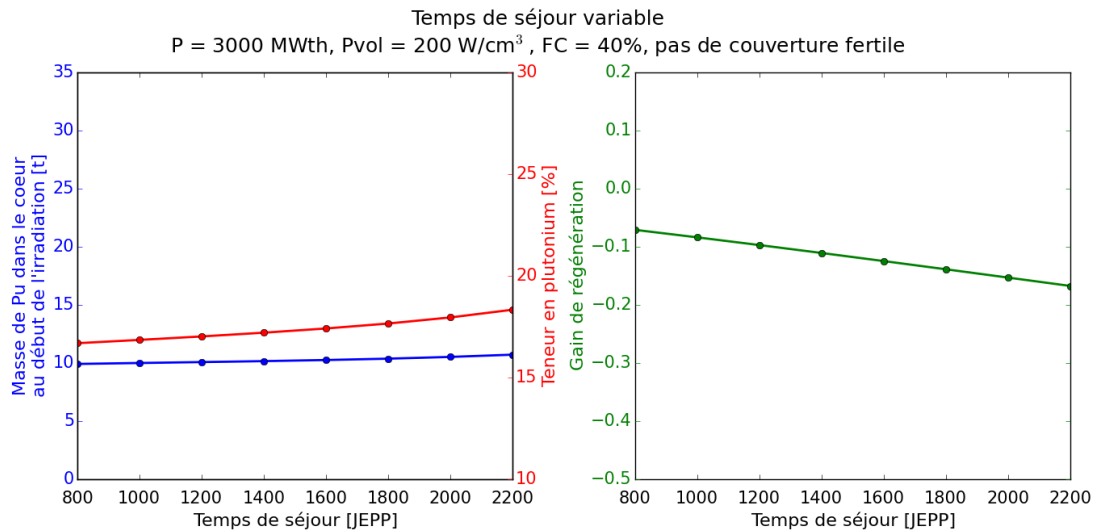


Figure V-15 : Influence du temps de séjour du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération

En revanche, le temps de séjour joue un rôle dans la dynamique du scénario et plus particulièrement dans le cycle de disponibilité du plutonium. Le plutonium chargé en cœur passe par trois phases :

- une phase d'irradiation d'une durée  $TS$ ,
- une phase de refroidissement  $T_{ref}$ , qui dure 5 ans par hypothèse,
- une phase de fabrication  $T_{fab}$ , qui dure 2 ans par hypothèse.

Le plutonium présent dans un assemblage qui vient d'être chargé ne sera disponible de nouveau qu'après  $TS + T_{ref} + T_{fab}$ . Pendant ce temps, un quart du cœur doit être chargé en plutonium tous les  $TS/4$ . On peut donc calculer le nombre de chargements  $N$  à effectuer avant que le plutonium issu du premier lot de combustible irradié en RNR puisse être de nouveau utilisé pour fabriquer un combustible neuf :

$$N = \frac{TS + T_{ref} + T_{fab}}{TS/4} \quad (44)$$

Du fait du caractère incompressible du temps  $T_{ref} + T_{fab}$ , plus le temps de séjour est court et plus le nombre de rechargements à effectuer avant de pouvoir réutiliser le plutonium issu du combustible irradié en RNR augmente. Dans le Tableau V-4, il apparaît que passer d'un temps de séjour de 2000 à 800 JEPP double presque le nombre de rechargements avant la réutilisation possible du plutonium  $N$ . Des temps de séjour courts augmentent donc la tension sur le plutonium.

Pour concrétiser cette idée en termes de consommation de plutonium, la Figure V-16 illustre la différence annuelle cumulée entre la masse de plutonium produite après un temps  $T_{ref} + T_{fab}$  et la masse de plutonium consommée par le parc de RNR, dans le cas d'un cœur de puissance 4000 MWth, de puissance volumique 300 W/cm<sup>3</sup>, de fraction combustible 40% et d'épaisseur de couvertures fertiles 20 cm. Entre 2080 et 2100, qui correspond à la période de déploiement du parc de RNR, la consommation prime sur la production. Le déficit maximum atteint vaut 770 t pour  $TS = 2000$  JEPP, 830 t pour  $TS = 1600$  JEPP, 920 t pour  $TS = 1200$  JEPP et 1160 t pour  $TS = 800$  JEPP. Si les temps courts

sont rapidement contraignants par rapport aux réserves de plutonium, l'effet de l'augmentation du temps de séjour semble finir par saturer.

Tableau V-4 : Nombre de rechargements avant réutilisation possible du plutonium dans un combustible neuf en fonction du temps de séjour

Temps de séjour TS [JEPP]	800	1200	1600	2000
Nombre de rechargements avant réutilisation possible du plutonium $N$	16	12	10	9

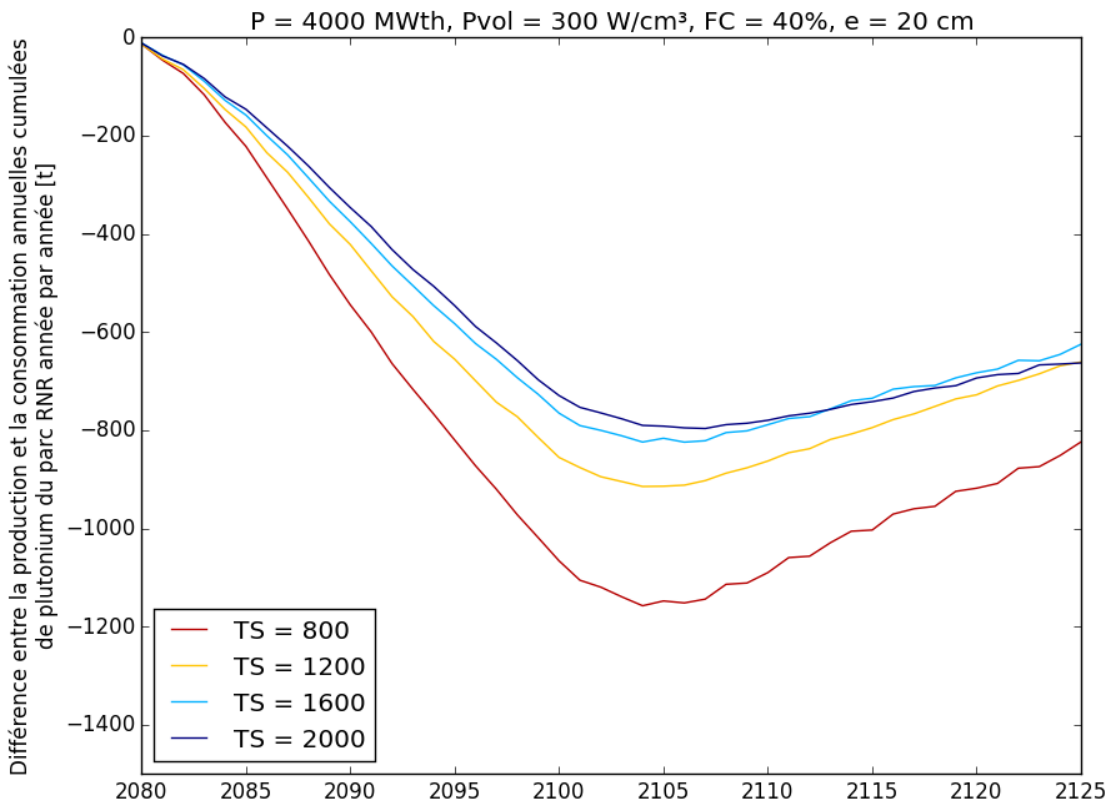


Figure V-16 : Différence entre la production et la consommation annuelles cumulées de plutonium du parc de RNR au cours de son déploiement en fonction du temps de séjour

#### 5.2.2.5 Epaisseur des couvertures fertiles

La Figure V-17 montre que plus l'épaisseur des couvertures fertiles du RNR est élevée et plus il est facile d'atteindre des valeurs élevées de marge en plutonium. Les couvertures fertiles constituent le moyen le plus efficace pour augmenter le gain de régénération du cœur et donc sa production de plutonium. C'est pourquoi les zones de trajectoires viables et proches de la viabilité sont plus larges pour les grandes épaisseurs de couvertures fertiles, et tendent vers un point pour les cœurs sans couvertures fertiles. Les deux seuls cœurs qui conduisent à une trajectoire viable ou proche de la viabilité sans couvertures fertiles sont des cœurs d'une puissance de 4000 MWth, une fraction combustible de 43% et un temps de séjour de 2000 JEPP. Le RNR menant à une trajectoire viable a une puissance volumique de 250 W/cm<sup>3</sup> tandis que le RNR menant à une trajectoire proche de la viabilité a une puissance volumique de 300 W/cm<sup>3</sup>. La diminution de puissance volumique conduit à une légère



augmentation du gain de régénération au prix d'une légère augmentation de la masse de plutonium en cœur.

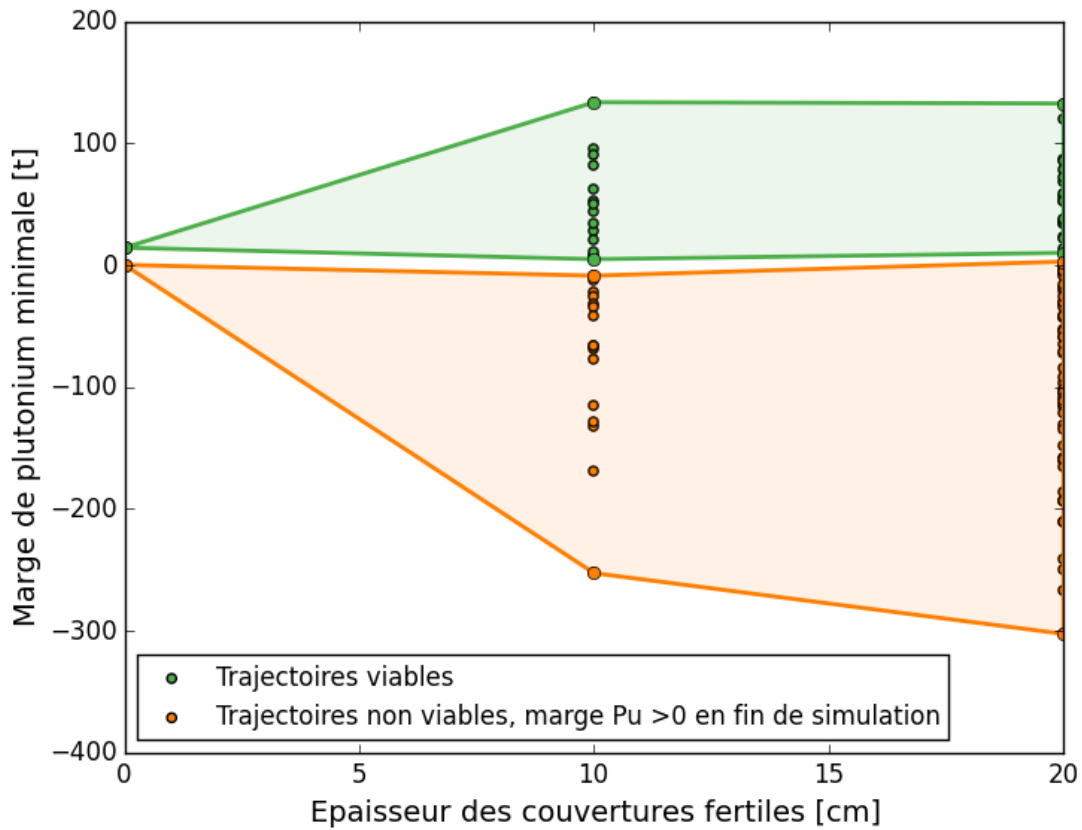


Figure V-17 : Marge de plutonium minimale en fonction de l'épaisseur des couvertures fertiles du RNR

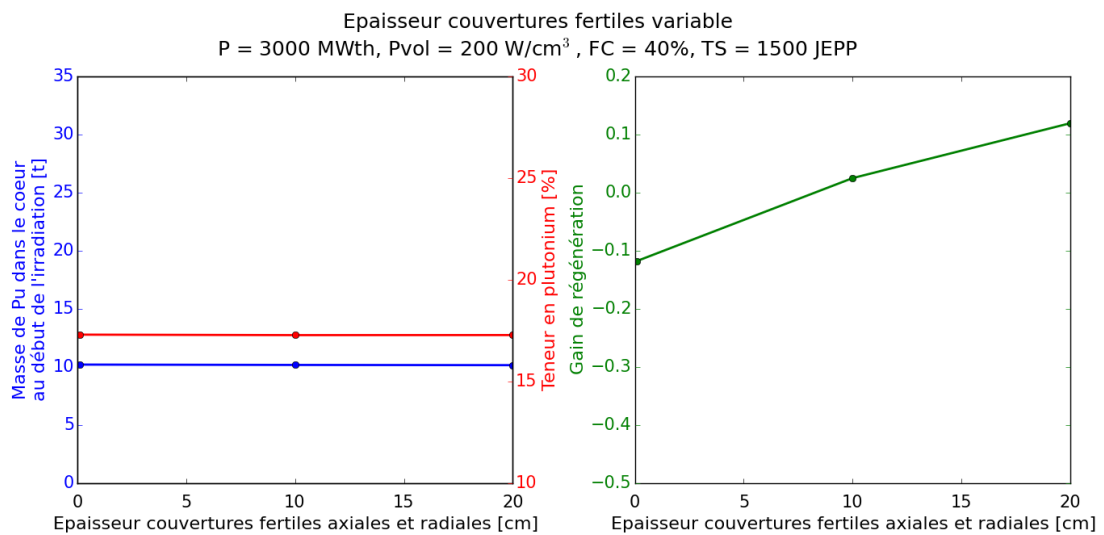


Figure V-18 : Influence de l'épaisseur des couvertures fertiles du RNR sur la masse de plutonium en cœur, la teneur en plutonium et le gain de régénération

5.2.2.6 Taux de combustion et consommation annuelle du parc

A partir des paramètres généraux de conception, il est possible d'obtenir des indicateurs pertinents du point de vue du cycle et de les mettre en perspective avec la marge de plutonium. On s'intéresse ici au taux de combustion et à la consommation annuelle de plutonium du parc 100% RNR, exprimés respectivement en GWj/t et en t/an, et définis de la manière suivante :

$$Taux\ de\ combustion = \frac{Pvol\ TS}{\rho\ FC} \quad (45)$$

$$Consommation\ annuelle\ de\ plutonium = \frac{nbR\ mPu}{TS} \quad (46)$$

Où  $\rho$  est la masse volumique du combustible MOX en kg/m<sup>3</sup>,  $nbR$  le nombre de réacteurs déployés et  $mPu$  la masse moyenne de plutonium dans le RNR en t.

La Figure V-19 et la Figure V-20 montrent la variation du minimum de la marge de plutonium respectivement en fonction du taux de combustion en RNR et de la consommation annuelle de plutonium du parc. D'une part, plus le taux de combustion est élevé et plus la marge de plutonium tend à augmenter. Ceci s'explique par deux phénomènes complémentaires :

- à puissance constante, une puissance volumique élevée implique un nombre d'assemblages réduit et une moindre masse de plutonium en cœur,
- un temps de séjour élevé réduit le nombre de chargements à effectuer et par suite la masse de plutonium demandée au cycle.

D'autre part, plus la consommation annuelle du parc RNR est basse et plus la marge de plutonium est élevée.

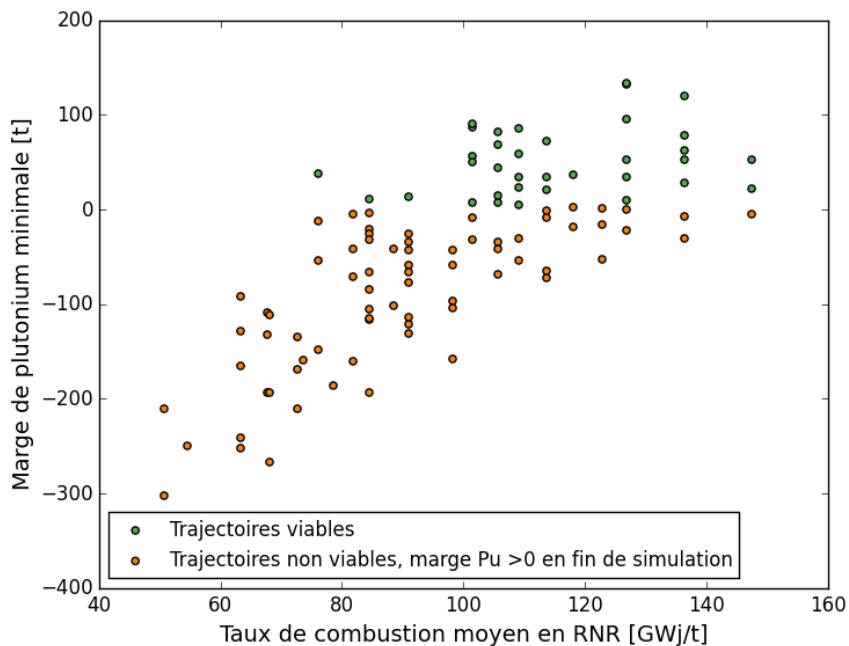


Figure V-19 : Minimum de la marge de plutonium en fonction du taux de combustion moyen en RNR

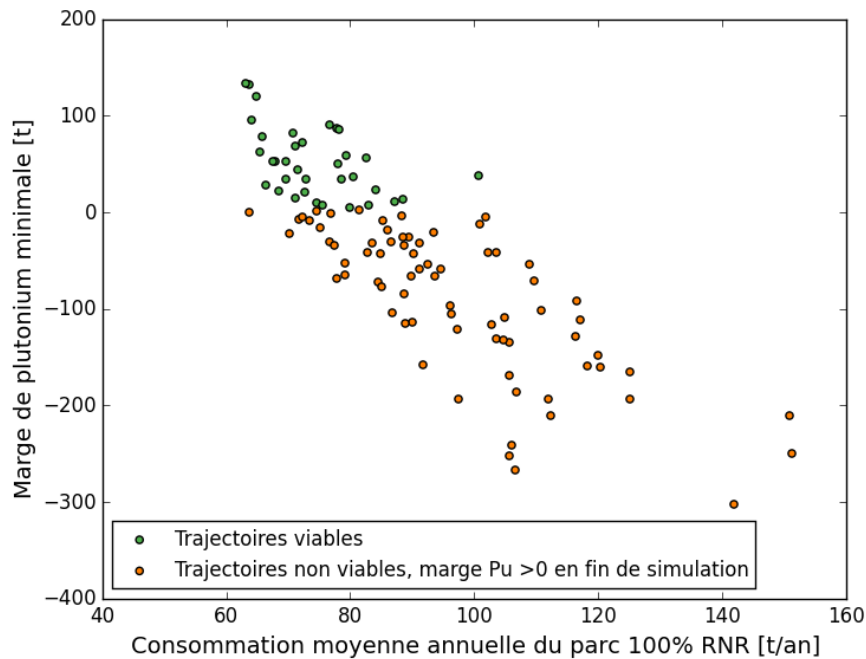


Figure V-20 : Minimum de la marge de plutonium en fonction de la consommation moyenne annuelle du parc 100% RNR

A retenir :

- La probabilité qu'une trajectoire soit viable augmente lorsque les paramètres de conception considérés dans ce travail prennent des valeurs élevées dans le domaine de définition.
- Les valeurs seuils suivantes ont été identifiées pour chaque paramètre de conception :
  - P = 2000 MWth
  - Pvol = 250 W/cm<sup>3</sup>
  - FC = 37%
  - TS = 1200 JEPP
  - e = 0 cm
- Ces valeurs dépendent de l'échantillonnage
- Si un des paramètres est fixé à sa valeur seuil, la trajectoire ne sera viable que si les autres paramètres prennent une valeur proche du maximum.
- Les paramètres les plus dimensionnants sont la puissance, la puissance volumique et le temps de séjour.
- La fraction combustible et les couvertures fertiles peuvent être utilisées pour faire des ajustements mineurs.

### 5.2.3 Analyses de sensibilité

Après une analyse de l'influence des paramètres de conception sur la viabilité des trajectoires, cette section présente une analyse de sensibilité à deux paramètres propres au scénario : la durée de transition entre le parc intermédiaire et le parc final 100% RNR et les temps de refroidissement et de fabrication. Pour ces deux analyses, la variation de la valeur de la puissance seuil est étudiée, c'est-à-

dire la puissance minimale qui conduit à une trajectoire viable lorsque tous les autres paramètres de conception prennent leur valeur maximale dans le domaine d'échantillonnage. Dans le cas présent, on se place dans le cas le plus favorable pour la marge en plutonium avec les paramètres suivants :  $P_{vol} = 300 \text{ W/cm}^3$ ,  $FC = 43\%$ ,  $TS = 2000 \text{ JEPP}$  et  $e = 20 \text{ cm}$ .

### 5.2.3.1 Sensibilité à la durée de la transition entre le parc intermédiaire et le parc 100% RNR

La durée de transition entre le parc intermédiaire et le parc final 100% RNR correspond au temps écoulé entre la construction du premier et du dernier RNR. Dans la trajectoire de référence, ce temps est fixé à 20 ans car les réacteurs du parc intermédiaire sont eux-mêmes déployés en 20 ans. Pour assurer une production électrique constante et éviter tout dépassement de la vie utile des REP du parc intermédiaire, il est en effet nécessaire que les RNR soient démarrés au fur et à mesure que les REP sont arrêtés. Pour cette étude de sensibilité, la durée de vie des REP est allongée d'autant d'années que nécessaire pour assurer le maintien de la production électrique, ce qui constitue une hypothèse forte.

Le temps de transition entre deux parcs est important car il définit la tension à venir sur les réserves en plutonium. Plus la transition se fait rapidement et plus il faut de ressources pour la réaliser dans les temps. Au contraire, une transition plus lente permet aux stocks de plutonium de se reconstituer.

La Figure V-21 met en évidence que plus la durée de transition est longue et plus la puissance seuil diminue. Plus précisément, une augmentation de 5 ans de la durée de transition correspond approximativement à une diminution de la puissance seuil de 200 ou 300 MWth. Du point de vue du plutonium, cette tendance s'explique par le fait que des transitions longues sont moins exigeantes envers les RNR en termes de production de plutonium. Plus la transition dure et plus le cœur peut tendre vers l'isogénération. Pour toutes les puissances se situant au-dessus de la courbe bleue il existe au moins un cœur menant à une trajectoire viable. Un allongement de la durée de transition n'a donc rien de contraignant, mais au contraire facilite l'obtention d'une trajectoire viable.

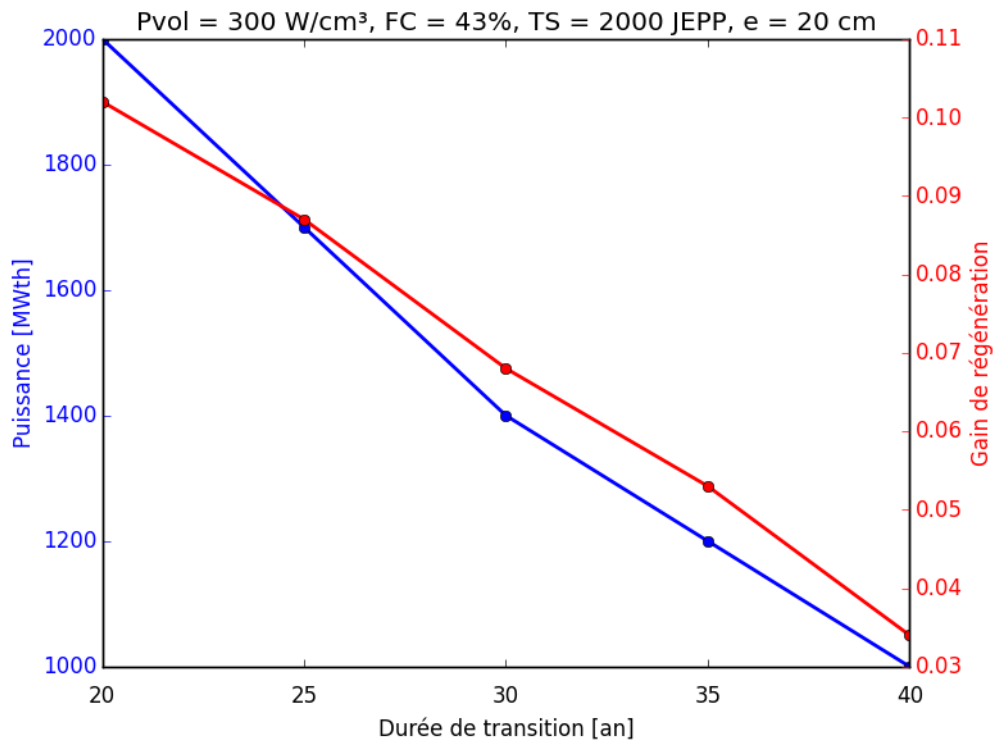


Figure V-21 : Puissance seuil du RNR et gain de régénération moyen en fonction de la durée de transition

5.2.3.2 Sensibilité aux temps de refroidissement et de fabrication

Une étude de sensibilité au temps de refroidissement des combustibles usés et au temps de fabrication des combustibles frais pour les RNR a été effectuée. Ces temps ont une influence majeure sur la disponibilité du plutonium dans le cycle. En effet, le nombre de chargements  $N$  à effectuer avant que le plutonium issu d'un lot de combustible irradié en RNR puisse être de nouveau utilisé pour fabriquer un combustible neuf dépend linéairement de ces deux temps (cf section 5.2.2.4). Plus ces temps sont longs et plus le stock de plutonium disponible se reconstitue lentement, augmentant ainsi la tension sur le plutonium.

En outre, l'augmentation du temps de refroidissement et du temps de fabrication conduit à la dégradation de l'isotopie du plutonium en raison de la décroissance du plutonium 241. Il faut alors augmenter la teneur en plutonium dans les combustibles neufs pour compenser la baisse de qualité isotopique, ce qui renforce la tension sur le plutonium disponible.

La Figure V-22 montre l'évolution de la puissance seuil en fonction de la variation des temps de refroidissement et de fabrication. Pour les valeurs testées, la puissance seuil varie entre 900 et 4300 MWth. Il ne serait pas possible de passer sous la barre des 900 MWth, le gain de régénération de ces cœurs commençant à être négatif. L'étendue de la variation de la puissance seuil souligne la grande sensibilité de la trajectoire aux temps de refroidissement et de fabrication. La simple variation d'un an d'un de ces deux temps provoque un changement de la puissance seuil qui peut aller jusqu'à 1000 MWth.

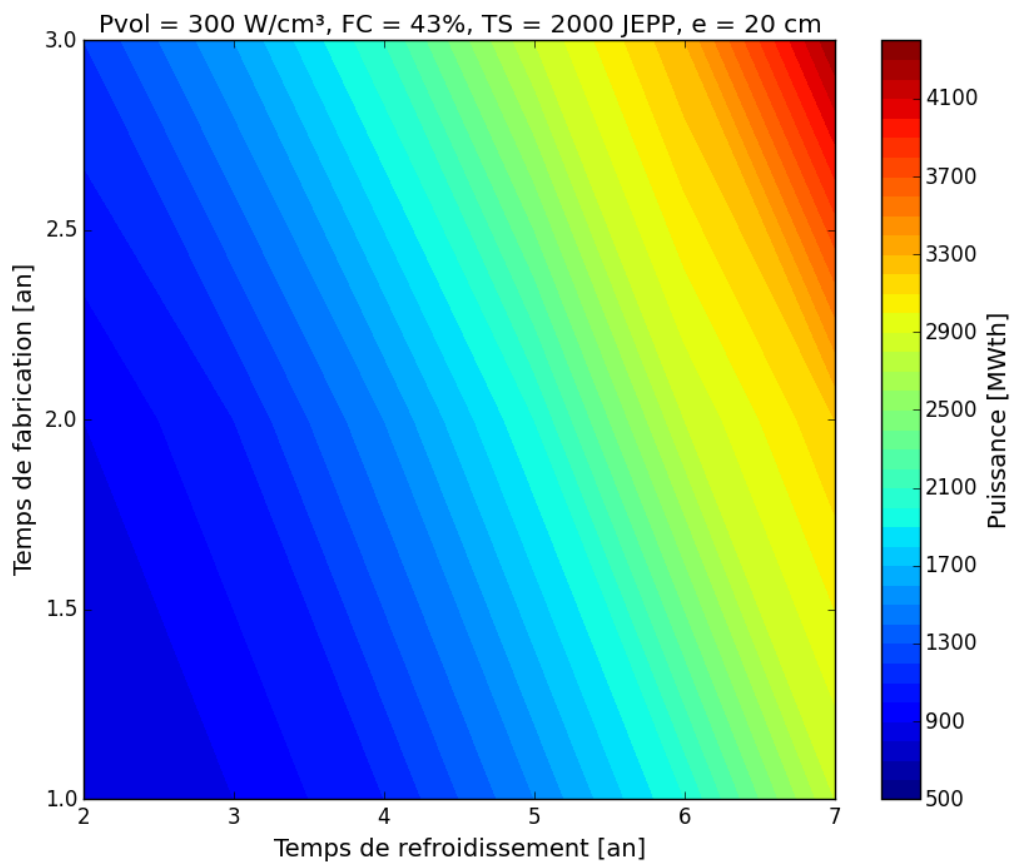


Figure V-22 : Sensibilité de la puissance seuil aux temps de refroidissement et de fabrication

Pour mieux comprendre cette sensibilité, on s'intéresse de nouveau au nombre de chargements  $N$  à effectuer avant que le plutonium issu du premier lot de combustible irradié en RNR puisse être de nouveau utilisé pour fabriquer un combustible neuf. D'après le Tableau V-5, l'augmentation d'un an du temps de fabrication ou du temps de refroidissement entraîne une augmentation de  $N$  de 0,7. Dans un parc constitué de 89 RNR de 1500 MWth, dont la masse de plutonium moyenne en cœur vaut 5 tonnes, et en considérant un facteur de charge de 90%, cette augmentation représente 78 tonnes de plutonium. Cela explique les différences notables dans les puissances seuils trouvées précédemment. Cet effet serait d'autant plus important que le temps de séjour est court d'après la définition de  $N$  (cf section 5.2.2.4).

**Tableau V-5 : Sensibilité du nombre de rechargements avant réutilisation possible du plutonium  $N$  aux temps de refroidissement et de fabrication avec TS = 2000 JEPP**

Tfab/Tref	2	3	4	5	6	7
1	6,0	6,6	7,3	7,9	8,6	9,3
2	6,6	7,3	7,9	8,6	9,3	9,9
3	7,3	7,9	8,6	9,3	9,9	10,6

Des temps de refroidissement allant de 2 à 7 ans ont été testés avec un RNR de puissance 1500 MWth, de puissance volumique 300 W/cm<sup>3</sup>, de fraction combustible 43%, de temps de séjour 2000 JEPP et d'épaisseur de couvertures fertiles de 20 cm. Le résultat de la différence entre la production et la consommation annuelles cumulées du parc RNR est montré sur la Figure V-23. Trois phases apparaissent sur le graphique :

- une phase de déploiement du parc RNR entre 2080 et 2100 ;
- une phase de transition après 2100 durant laquelle la production reprend doucement le dessus sur la consommation du parc du fait de la surgénération des RNR et qu'aucun autre réacteur ne doit être déployé ;
- une phase d'augmentation constante de la masse de plutonium.

Le temps de refroidissement a deux effets notables. Le premier concerne la valeur minimale de la différence entre la production et la consommation cumulées de plutonium. Plus le temps de refroidissement est long et plus le plutonium issu des combustibles RNR est récupéré tardivement. La production de plutonium du parc, c'est-à-dire le flux de plutonium disponible après un temps de refroidissement et un temps de fabrication, est ralentie tandis que la consommation reste la même. Une augmentation du temps de refroidissement creuse donc l'écart entre la production et la consommation. Le second effet se matérialise par la durée de la phase de transition au cours de laquelle la production de plutonium dépasse la consommation du parc. Pour un temps de refroidissement de 2 ans (courbe rouge), cette phase se termine vers 2105 alors qu'elle prend fin vers 2110 pour un temps de refroidissement de 7 ans (courbe bleu foncé).

Lors de la troisième phase, qui correspond à un état d'équilibre du parc, un écart apparaît entre les trajectoires pour des temps de refroidissement différents. L'augmentation d'un an du temps de refroidissement provoque une augmentation du déficit en plutonium de 78 tonnes, ce qui correspond à la valeur calculée précédemment.

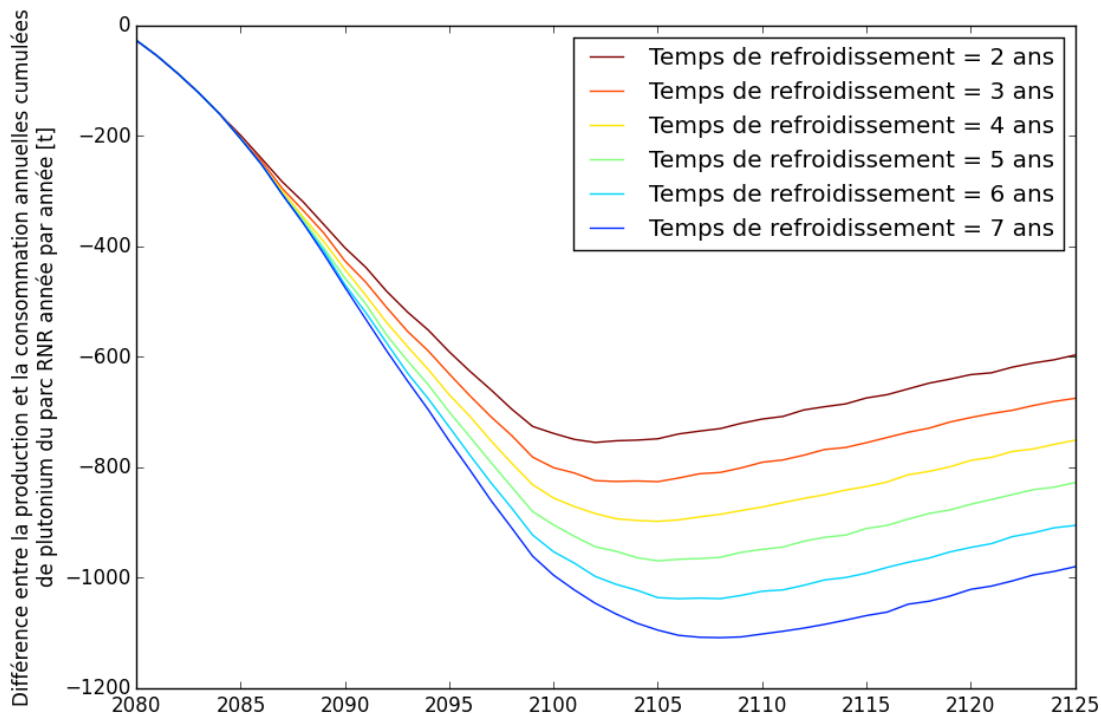


Figure V-23 : Différence entre la production et la consommation annuelles cumulées de plutonium du parc RNR en fonction du temps de refroidissement pour un cœur de puissance 1500 MWth, de puissance volumique 300 W/cm<sup>3</sup>, de fraction combustible 43%, de temps de séjour 2000 JEPP et d'épaisseur de couvertures fertiles 20 cm

#### 5.2.4 Synthèse

L'étude d'un scénario de déploiement d'un parc 100% RNR en utilisant le modèle flexible de RNR nous a permis d'obtenir des conditions sur les tendances de cœurs qui conduisent à une trajectoire viable, c'est-à-dire qui ne manque pas de plutonium au cours de la simulation. Plus précisément, il a été montré qu'avec les hypothèses considérées ici, la fermeture du cycle n'est réalisable qu'avec un cœur d'une puissance supérieure à 2000 MWth.

L'étude de sensibilité à la durée de la transition entre le parc intermédiaire et le parc 100% RNR met en évidence le fait que plus la durée de transition est longue et plus la puissance seuil diminue, jusqu'à tendre vers un cœur isogénérateur pour une puissance seuil de 1000 MWth et une durée de transition de 40 ans. L'étude de sensibilité aux temps de refroidissement et de fabrication montre que la puissance seuil tend à croître rapidement lorsque ces temps augmentent. Pour un temps de refroidissement de 7 ans et un temps de fabrication de 3 ans, la puissance seuil s'élève à 4300 MWth, soit 2300 MWth de plus que le cas de référence. De ces études de sensibilité ressort le fait que les cœurs de grande puissance sont plus à même de faire face à une variation de la durée de transition ou des temps de refroidissement et de fabrication. On peut dire qu'ils sont robustes face à ces variations.

A présent que le lien entre physique du RNR et physique de la transition a été expliquée, la section suivante s'intéresse au déploiement d'un parc mixte REP-RNR, parc cible qui correspond à celui étudié dans le Chapitre IV.

### 5.3 DEPLOIEMENT D'UN PARC MIXTE REP – RNR QUI STABILISE L'INVENTAIRE EN PLUTONIUM

Dans cette section, une étude du déploiement d'un parc mixte REP – RNR stabilisant l'inventaire en plutonium est réalisée. La composition du parc cible s'obtient pour chaque cœur échantillonné avec

l'outil PuMBa (section 3.3.2), de la même manière que pour l'étude faite dans le Chapitre IV. L'objectif ici est de déterminer les parcs cibles qu'il est effectivement possible d'atteindre avec les hypothèses présentées en section 5.1, puis de vérifier que ces parcs stabilisent effectivement l'inventaire en plutonium. L'espace des paramètres de conception RNR donnant lieu à des trajectoires viables est aussi obtenu. Dans un second temps, le monitoring des performances de la flotte de RNR au cours du temps est présenté.

### 5.3.1 Calculs en statique

La Figure V-24 montre la composition des parcs obtenus en fonction du gain de régénération moyen des RNR. En rouge, on retrouve la répartition de la fraction de RNR trouvée dans le chapitre précédent : plus le réacteur est consommateur de plutonium (gain de régénération négatif) ou producteur de plutonium (gain de régénération positif) et plus sa fraction en puissance installée diminue. Le reste du parc s'ajuste alors.

Pour des gains de régénération très négatifs, la fraction de REP MOX se stabilise autour de 8%, tandis que les fractions de REP UOX et de RNR ont un sens de variation opposé. On remarque notamment que la dispersion des points se réduit lorsque le gain de régénération du RNR diminue. Pour les cœurs les plus consommateurs, dont le gain de régénération est inférieur à -0,3, les REP UOX fournissent l'intégralité du plutonium nécessaire aux REP MOX, car le RNR dégrade l'isotopie du plutonium. Si la consommation de plutonium des RNR augmente, il faut augmenter la fraction des REP UOX, qui assument à eux seuls le rôle de producteur de plutonium.

Pour des gains de régénération positifs, les fractions de REP UOX et de REP MOX augmentent tandis que la fraction de RNR diminue. L'augmentation de la fraction de REP MOX s'explique par l'augmentation de la production de plutonium provenant des RNR. La fraction de REP UOX augmente afin d'améliorer la qualité du plutonium fourni aux REP MOX et ainsi assurer la teneur cible de 12%.

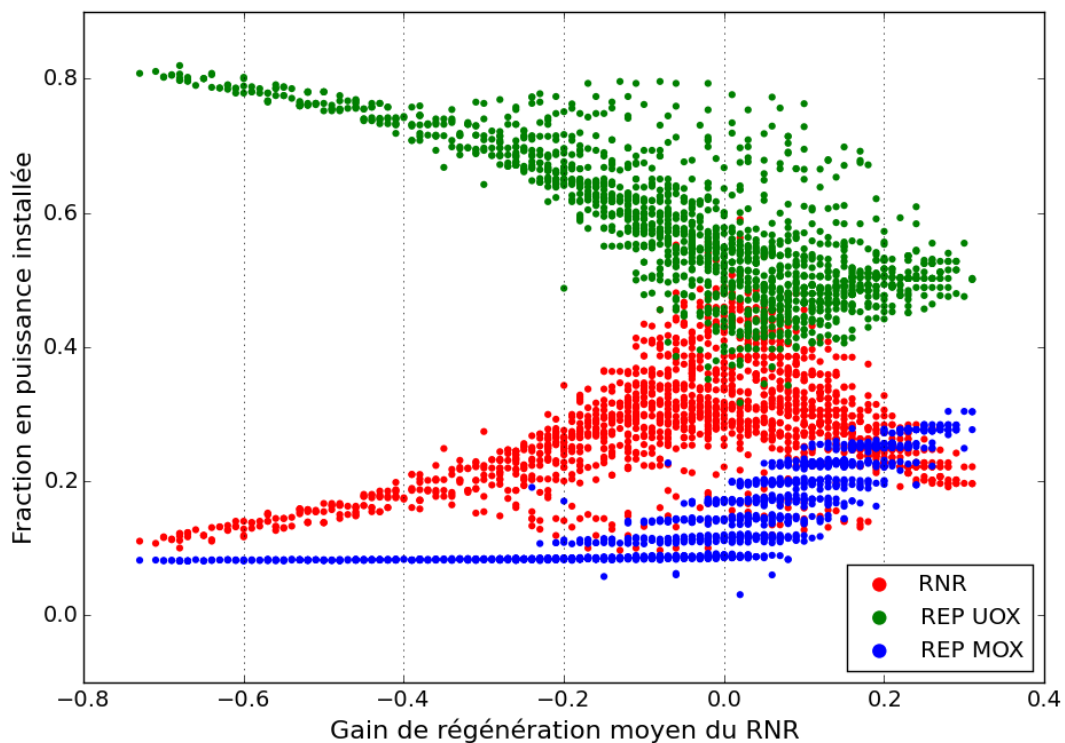


Figure V-24 : Composition des parcs cibles de type palier C en fonction du gain de régénération moyen des RNR échantillonnés



### 5.3.2 Analyse des trajectoires

#### 5.3.2.1 Analyse générale

La Figure V-25 montre l'évolution de la marge en plutonium au cours de la simulation. Le déploiement des réacteurs du parc symbiotique se fait dans l'ordre suivant : REP UOX – REP MOX – RNR. A partir de 2078, les trajectoires se différencient les unes des autres. On voit que selon le cas, la marge en plutonium peut rester assez proche de sa valeur initiale de 700 tonnes, ou bien devenir très négative et atteindre des déficits de plusieurs centaines de tonnes.

Les trajectoires vertes sont les trajectoires qui ne présentent pas de déficit en plutonium et semblent correctement stabiliser la marge en plutonium, et par suite l'inventaire en plutonium. Ce comportement constitue une validation de la méthodologie d'étude de parc à l'équilibre. Les trajectoires orange correspondent aux trajectoires pour lesquelles un déficit de plutonium survient ponctuellement ou dont la marge de plutonium décroît de façon régulière, laissant présager un manque de plutonium à venir. Ce sont donc des trajectoires à la limite de la viabilité. Enfin, les trajectoires bleues regroupent toutes les trajectoires dont la marge en plutonium plonge dans le déficit.

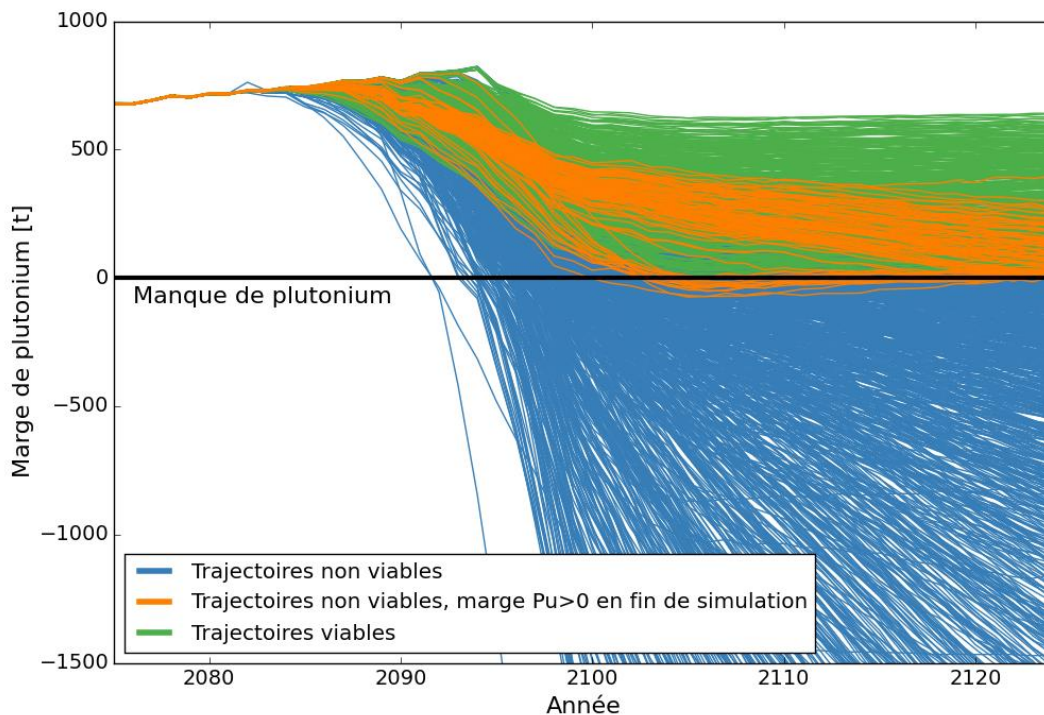


Figure V-25 : Evolution de la marge de plutonium au cours du temps dans le cas d'un parc mixte REP-RNR

Une première raison pour laquelle certaines trajectoires sont proches de la viabilité ou non viables pourrait être la composition même du parc cible. En effet, l'outil PuMBa fournit une composition de parc en fraction de réacteurs installés. Or, au moment de la modélisation du scénario, il est nécessaire d'indiquer un nombre entier de réacteurs installés, obligeant ainsi de réaliser un arrondi à partir de la fraction de réacteur issue du calcul statique fait par PuMBa. Suite à l'opération d'arrondi, il est possible que le parc ne soit plus à même d'assurer l'équilibre en plutonium.

Mise à part cette raison purement numérique, la non viabilité de certaines trajectoires peut provenir d'un déséquilibre en la consommation de plutonium nécessaire au déploiement du parc mixte REP-

RNR par rapport à la capacité de production de plutonium du parc durant la transition. La Figure V-26 et la Figure V-27 apportent des éléments allant dans ce sens. La première figure montre la distribution des trajectoires viables et non viables en fonction du gain de régénération moyen des RNR. La distribution des trajectoires viables semble centrée en  $-0,1$ . Cela signifie que les parcs mixtes REP-RNR les plus simples à déployer sont ceux comportant des RNR consommateurs de plutonium. Dans ces parcs, les REP UOX s'occupent seuls de l'approvisionnement des REP MOX en plutonium, tandis que les RNR sont chargés avec du plutonium issu de combustibles MOX irradiés en REP ou en RNR. Les REP étant déployés en premiers par hypothèse, les REP MOX n'ont pas de problème d'approvisionnement. L'enjeu est donc d'avoir suffisamment de combustibles usés à retraiter pour démarrer les RNR. Ou dit autrement, d'avoir des RNR dont la consommation nette de plutonium est limitée, ce qui se traduit par un gain de régénération peu dégradé. On remarque en effet que les cœurs très consommateurs de plutonium, dont le gain de régénération est inférieur à  $-0,4$ , mènent presque systématiquement à des trajectoires non viables.

A l'inverse, les RNR surgénérateurs conduisent à plusieurs centaines de trajectoires non viables. Ce résultat semble peu intuitif de prime abord. Effectivement, les réacteurs surgénérateurs produisant plus de plutonium qu'ils n'en consomment, leur déploiement ne devrait pas être problématique, en accord avec les résultats de la section 5.2. Il faut revenir à la composition du parc trouvée lors du calcul statique. Comme expliqué dans la section 5.3.1, plus le RNR est surgénérateur et plus la fraction de REP MOX est élevée. Les REP MOX consomment l'excédent de plutonium produit par les RNR. Le nombre de réacteurs nécessitant du plutonium pour démarrer est donc supérieur dans le cas d'un RNR surgénérateur que dans celui d'un RNR consommateur de plutonium. Au moment du déploiement, la tension sur les réserves de plutonium est forte et intervient avant que les RNR aient pu produire suffisamment de plutonium pour les REP MOX et pour eux-mêmes.

Ces aspects de consommation de plutonium du parc cible ressortent sur la Figure V-27 qui montrent la consommation moyenne annuelle des REP MOX et des RNR. Au-delà de 100 t/an, presque aucune trajectoire n'est viable. La consommation moyenne des trajectoires viables se situe aux alentours de 50 t/an.

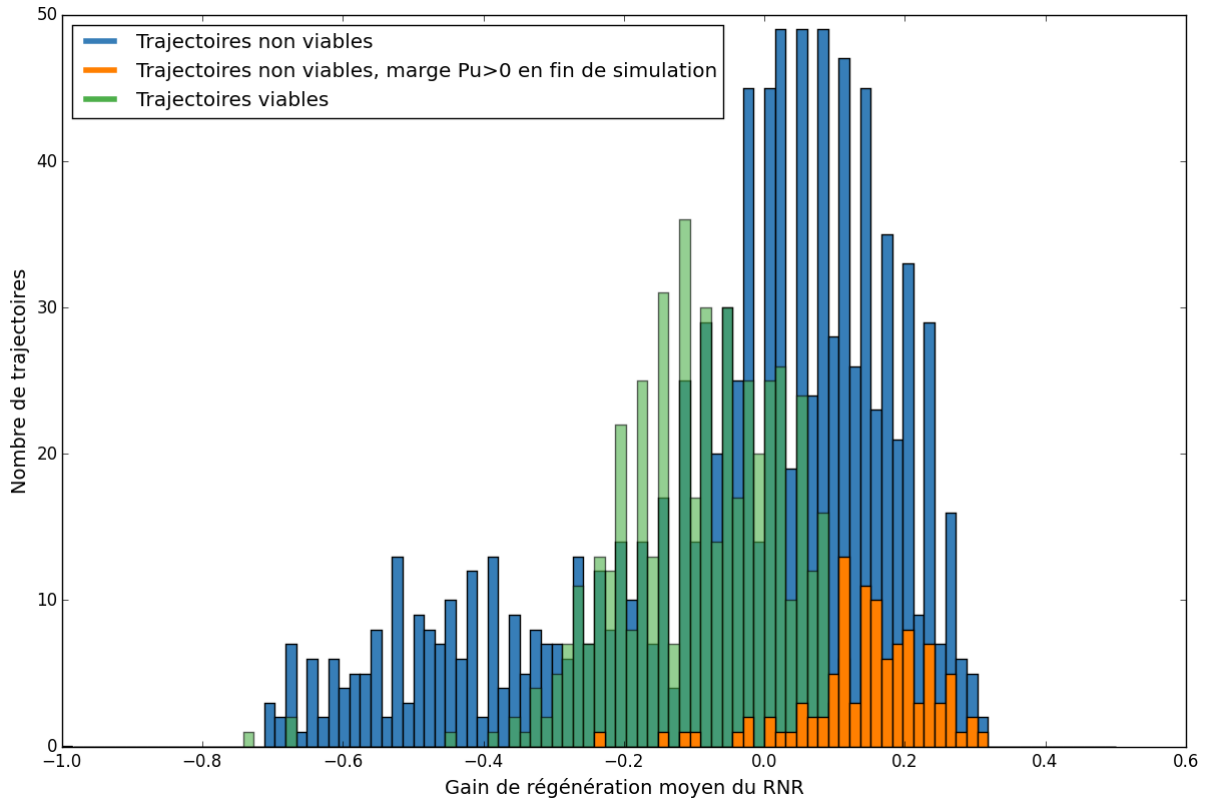


Figure V-26 : Distribution des trajectoires viables, proches de la viabilité et non viables en fonction du gain de régénération moyen des RNR

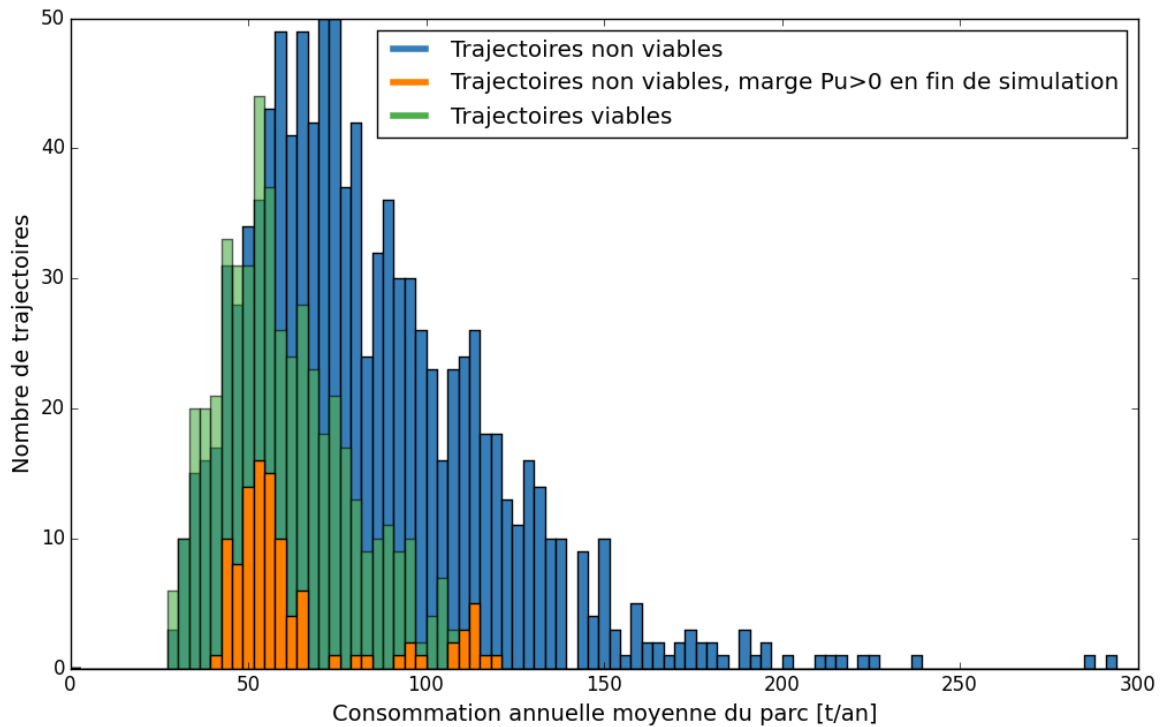


Figure V-27 : Distribution des trajectoires viables, proches de la viabilité et non viables en fonction de la consommation annuelle moyenne du parc en plutonium

5.3.2.2 Lien entre trajectoires viables et conception RNR

5.3.2.2.1 Importance du taux de combustion

La Figure V-28 montre l'évolution de la marge en plutonium en fonction du taux de combustion moyen des RNR pour les trajectoires viables. Il ressort de cette figure que plus le taux de combustion est faible et plus la tension sur la marge de plutonium est importante. A l'inverse, les taux de combustion élevés permettent de conserver une marge de plutonium pouvant atteindre plus de 600 tonnes.

Comme expliqué dans la section 5.2.2.6, le taux de combustion croît avec la puissance volumique et le temps de séjour. A puissance constante, plus la puissance volumique est élevée et plus le volume du cœur se réduit, conduisant à une diminution de la masse de plutonium en cœur. Une augmentation de la puissance volumique permet donc de réduire le besoin en plutonium à chaque rechargement.

Le temps de séjour conjointement à la gestion du cœur définissent la fréquence des rechargements. Pour une gestion donnée, par quart dans le cas présent, plus le temps de séjour est élevé et plus le temps entre deux rechargements augmente. Autrement dit, la fréquence à laquelle le plutonium disponible est sollicité diminue.

Le simple choix du taux de combustion a donc des effets remarquables sur le parc cible. Opter pour un taux de combustion bas mène à un parc avec une marge de plutonium réduite. Un tel parc pourrait être perçu comme avantageux du point de vue de l'entreposage, dans la mesure où il travaille quasiment en flux tendu. La masse de plutonium présente dans des combustibles refroidis est réduite au strict minimum, ce qui peut aussi être un atout du point de vue de la non-prolifération. Le choix d'un taux de combustion élevé offre plus de flexibilité quant au futur du parc. En effet, le fait de disposer d'une marge de plutonium de plusieurs centaines de tonnes facilite un éventuel déploiement futur d'un parc 100% RNR. Le choix du RNR doit donc se faire en fonction des objectifs du parc sur le long terme.

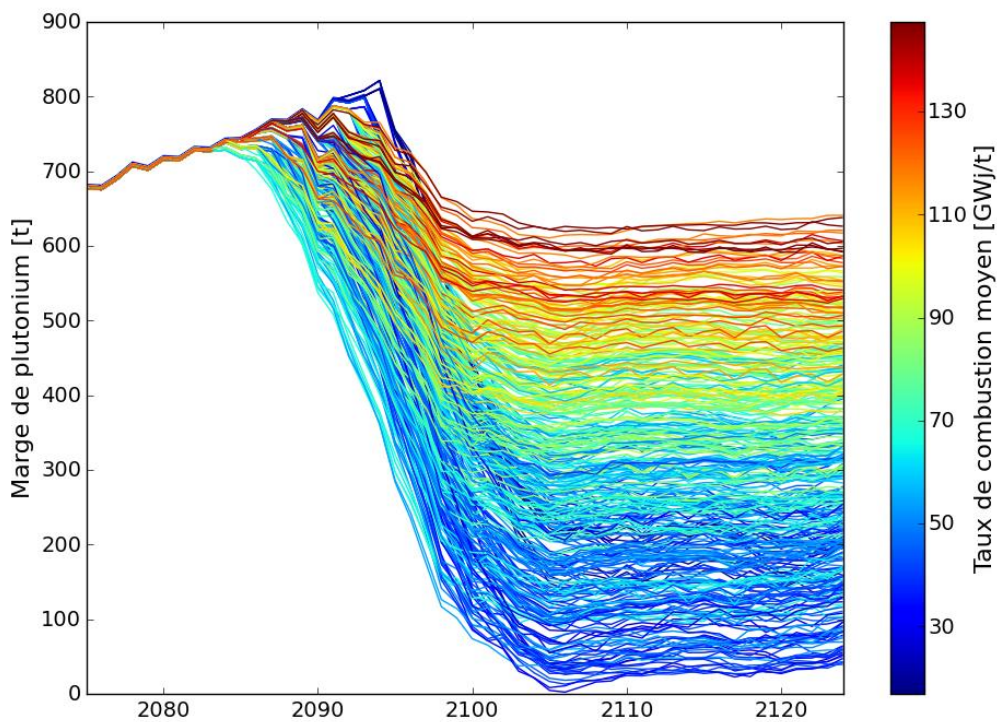


Figure V-28 : Evolution de la marge de plutonium au cours du temps des trajectoires viables en fonction du taux de combustion moyen des RNR

5.3.2.2.2 *Un RNR pour une trajectoire robuste*

La définition et la mise en œuvre d'une stratégie énergétique sur le long terme sont délicates car soumises à un grand nombre d'incertitudes dépassant les approximations de calcul et les imprécisions sur les données nucléaires. En supposant que des RNR seront effectivement déployés à la fin du siècle, il semble intéressant de déterminer des tendances de conception à même de répondre à différentes exigences simultanément. Considérons ici deux visions pour le futur du parc :

- la fermeture du cycle au plus tôt avec un parc 100% RNR afin d'assurer l'indépendance énergétique du pays, le coût des RNR passant au second plan ;
- la stabilisation de l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR, avec en objectif secondaire la minimisation de la fraction de RNR en puissance installée dans une optique de réduction des coûts.

La première vision correspond à l'objectif de long terme inscrit dans la PPE et permet de s'affranchir de l'uranium naturel en régénérant du plutonium dans les RNR. La seconde s'inscrit dans une réalité plus proche de l'actuelle, où l'uranium naturel est disponible en quantité suffisante et à bas coût. Les RNR sont alors utilisés avec parcimonie pour stabiliser l'inventaire en plutonium.

Selon le point de vue adopté, différents RNR peuvent convenir. La section 5.2.2 a présenté différentes valeurs seuils pour les paramètres de conception de RNR afin d'atteindre la fermeture du cycle dans un parc 100% RNR. Dans le chapitre 4, des familles de cœurs permettant la stabilisation de l'inventaire en plutonium tout en minimisant la fraction de RNR ont été mises en avant. Existe-t-il un RNR qui concilie ces deux visions ?

Dans un premier temps, il est nécessaire de vérifier si les familles de cœurs identifiées dans le chapitre 4 donnent lieu à des transitions viables. La Figure V-29 montre une distribution des paramètres de conception de tels cœurs, pour lesquels la fraction de RNR en puissance installée est inférieure à 20%. Ces cœurs ont tous une puissance inférieure à 1000 MWh, une puissance volumique globalement inférieure à 200 W/cm<sup>3</sup>, une fraction combustible qui tend à être faible et un temps de séjour qui tend à être élevé. Aucun d'entre eux ne possède de couvertures fertiles, les rendant consommateurs de plutonium. Ces cœurs correspondent à la famille des petits cœurs consommateurs de plutonium identifiés dans le chapitre 4.

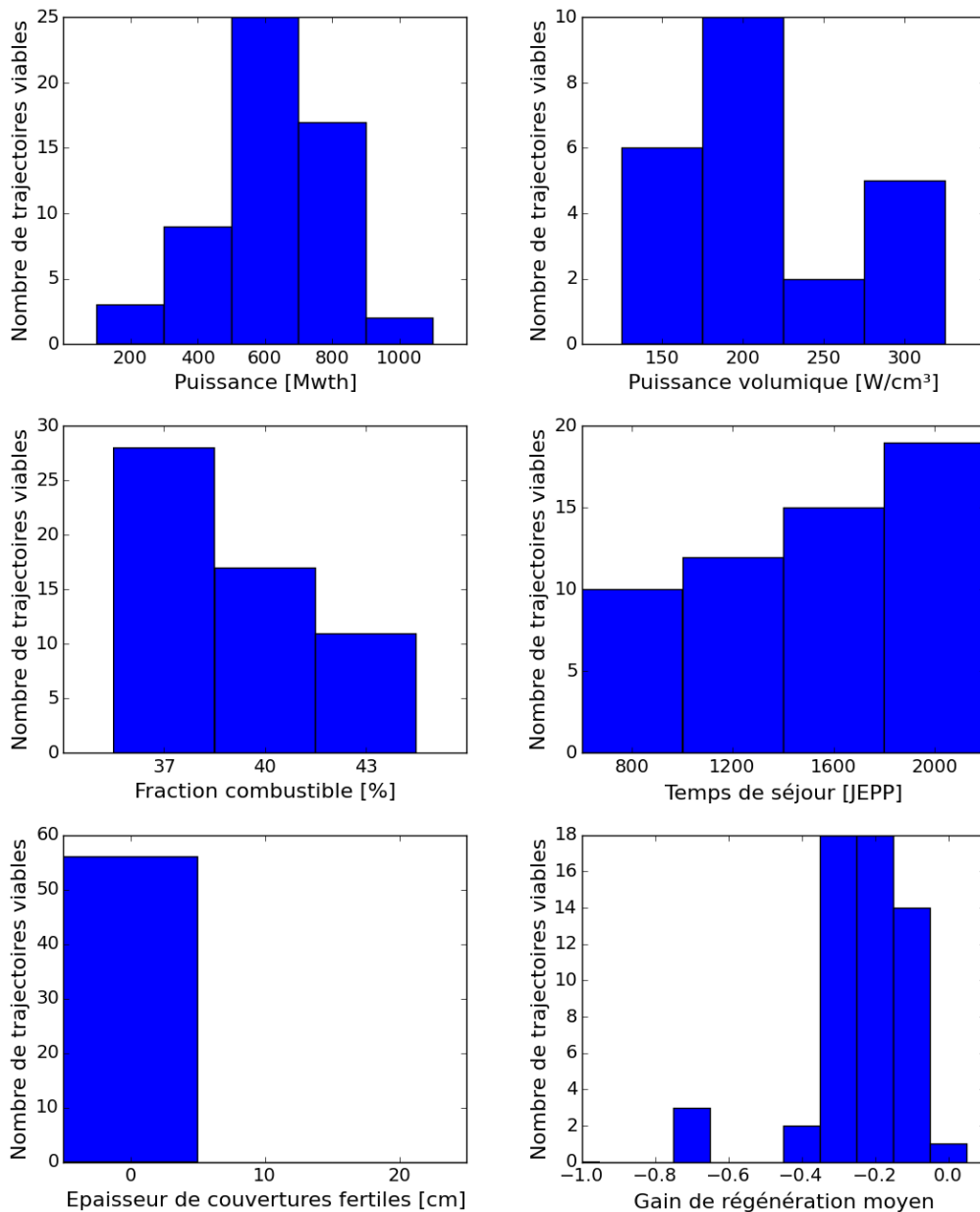


Figure V-29 : Paramètres de conception RNR conduisant à une trajectoire viable et à une fraction de RNR en puissance installée inférieure à 20%

La Figure V-30 représente les RNR menant à des trajectoires valides dans le cas d'un parc mixte REP-RNR (en bleu) et dont la fraction est inférieure à 20% (en blanc), ainsi que dans le cas d'un parc 100% RNR (en rouge), le tout en fonction de la puissance et du taux de combustion moyen du RNR. Tous les RNR permettant la fermeture du cycle sont inclus dans l'espace de ceux qui permettent la stabilisation de l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR. Ce sont des cœurs d'une puissance supérieure à 2000 MWth et dont le taux de combustion varie entre 75 et 150 GWj/t. Plus la puissance du cœur est élevée et plus le domaine de variation possible pour les autres paramètres de conception s'élargit, comme cela a été expliqué dans la section 5.2.2.

En revanche, les petits cœurs qui minimisent la fraction de RNR en puissance installée dans le cas d'un parc mixte REP-RNR ne conduisent pas à des trajectoires viables dans le cas d'un parc 100% RNR en raison de leur gain de régénération négatif. Leurs caractéristiques sont par ailleurs trop éloignées de

la zone rouge visible sur la Figure V-30 pour qu'il soit possible de concilier à la fois la minimisation de la fraction de RNR dans un parc mixte REP-RNR stabilisant l'inventaire en plutonium et le déploiement d'un parc 100% RNR. Un compromis doit donc être fait :

- conserver de la flexibilité quant au parc cible en choisissant un grand cœur, quitte à ne pas avoir une fraction minimale de RNR dans le cas d'un parc mixte REP-RNR ;
- assurer la minimisation de la fraction de RNR, mais rendre difficile voire impossible la mise en place d'un parc 100% RNR.

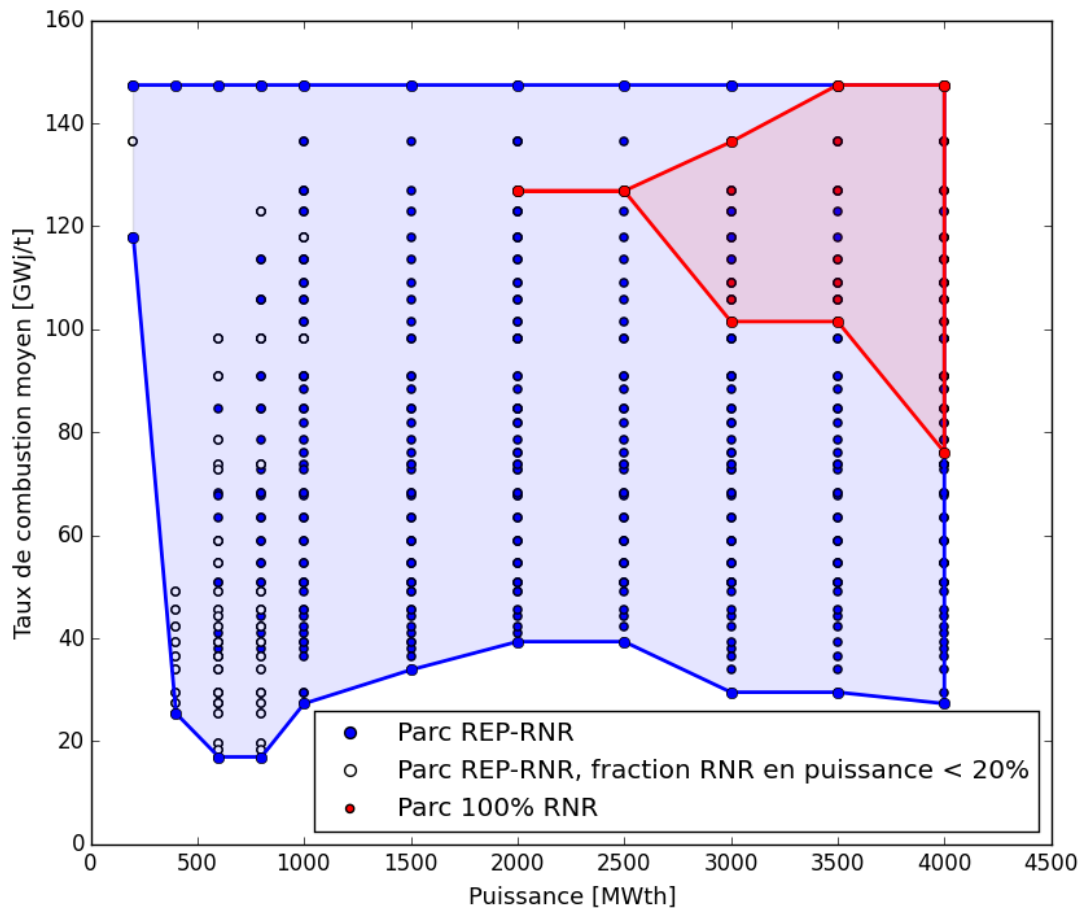


Figure V-30 : Répartition des cœurs de RNR menant à des trajectoires viables pour le déploiement d'un parc mixte REP-RNR ou d'un parc 100% RNR

En supposant que les couvertures fertiles peuvent aisément être ajoutées ou retirées d'un RNR, les cœurs permettant la fermeture du cycle et conduisant aux plus petites fractions de RNR possibles dans un parc REP-RNR sont présentés dans le Tableau V-6.

**Tableau V-6 : RNR pouvant à la fois fermer le cycle et stabiliser l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR avec la plus petite fraction en puissance possible**

N°	Puissance [MWth]	Puissance volumique [W/cm <sup>3</sup> ]	Fraction combustible [%]	Temps de séjour [JEPP]	Taux de combustion [GWj/t]	Fraction de RNR en puissance
1	2000	300	43	2000	127	0,32
2	2500	300	43	2000	127	0,35
3	3000	300	40	1600	109	0,34
4	3000	300	40	2000	136	0,32
5	3000	300	43	1600	101	0,34
<b>6</b>	<b>3500</b>	<b>300</b>	<b>37</b>	<b>2000</b>	<b>147</b>	<b>0,26</b>
7	3500	300	40	2000	136	0,34
8	4000	300	37	1600	118	0,32
9	4000	300	43	2000	127	0,35

#### 5.3.2.3 Performances du RNR au cours de sa vie

Neuf cœurs ont été retenus selon des critères propres au cycle. Nous allons à présent comparer certaines performances et indicateurs de sûreté de ces cœurs dans le but d'affiner la sélection. Dans cette section, l'évolution temporelle moyenne des indicateurs suivants est présentée : la teneur en plutonium des lots chargés en cœur, la puissance volumique maximale, les dommages sur la gaine et les coefficients de contre-réaction (doppler et vidange). Les valeurs des différents indicateurs étant relativement stables dans le temps, chaque figure associée à un indicateur montre aussi les différences absolue et relative entre la valeur de l'indicateur à un instant donné et la première valeur de l'indicateur. Il est alors plus facile d'apprécier les variations de chaque indicateur.

##### 5.3.2.3.1 Teneur en plutonium

La teneur en plutonium est aujourd'hui limitée par le procédé industriel utilisé pour extraire le plutonium basé sur l'utilisation d'acide nitrique. Au-delà d'une teneur de 30%, le rendement du procédé s'effondre [43].

La Figure V-31 montre l'évolution au cours du temps de la teneur maximale en plutonium des lots chargés dans les différents RNR au cours du scénario. Les teneurs varient entre 21 et 28% selon le cœur considéré. Le critère industriel est donc respecté par tous les cœurs. Au cours de la vie des réacteurs, la variation de cette teneur est d'au plus 1 point de pourcentage, ce qui est peu.

La teneur la plus élevée est atteinte par le cœur n°6 du fait de sa haute puissance volumique, sa faible fraction combustible et son long temps de séjour. La teneur la plus faible est atteinte par le cœur n°9 car c'est le cœur de plus gros volume et qui a la plus haute fraction combustible.



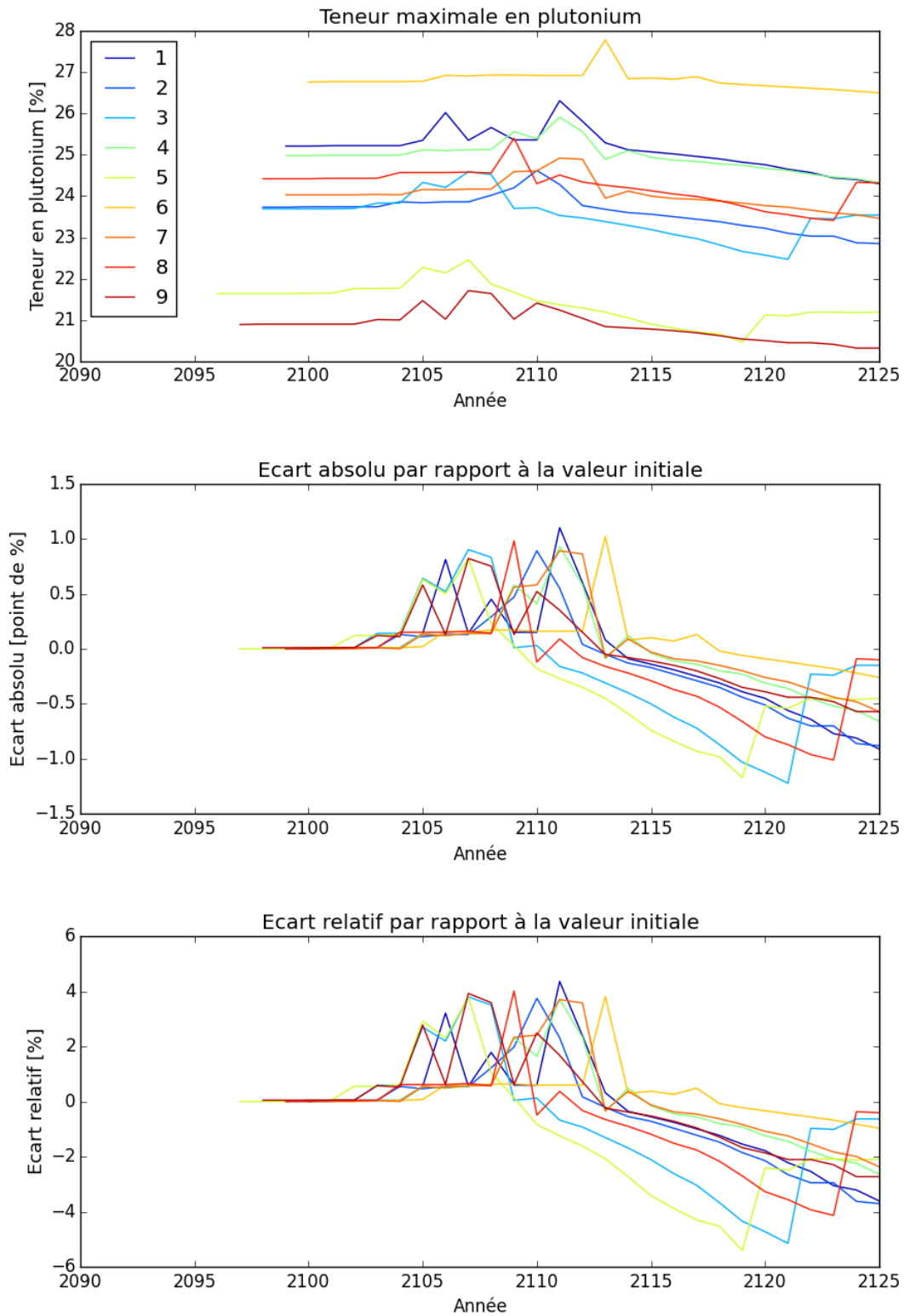


Figure V-31 : Variation de la teneur maximale en plutonium dans les RNR au cours du temps

#### 5.3.2.3.2 Puissance volumique maximale

La puissance volumique maximale donne une information sur le point le plus chaud du cœur. A partir de cette grandeur et de la définition précise de l'assemblage combustible (nombre et rayon de l'aiguille combustible, taille de l'entreplat), il est possible de remonter à la puissance linéique maximale.

La Figure V-32 montre l'évolution au cours du temps de la puissance volumique maximale. Celle-ci vaut au maximum 415 W/cm<sup>3</sup> pour le cœur n°9 et au minimum 380 W/cm<sup>3</sup> pour le cœur n°6. Pour tous les cœurs, cet indicateur tend à baisser dans un premier temps, jusqu'à perdre 2,5% de sa valeur initiale, puis il se stabilise au niveau de départ. Les variations au cours de la vie des cœurs sont donc très limitées et vont dans le bon sens pour la sûreté.

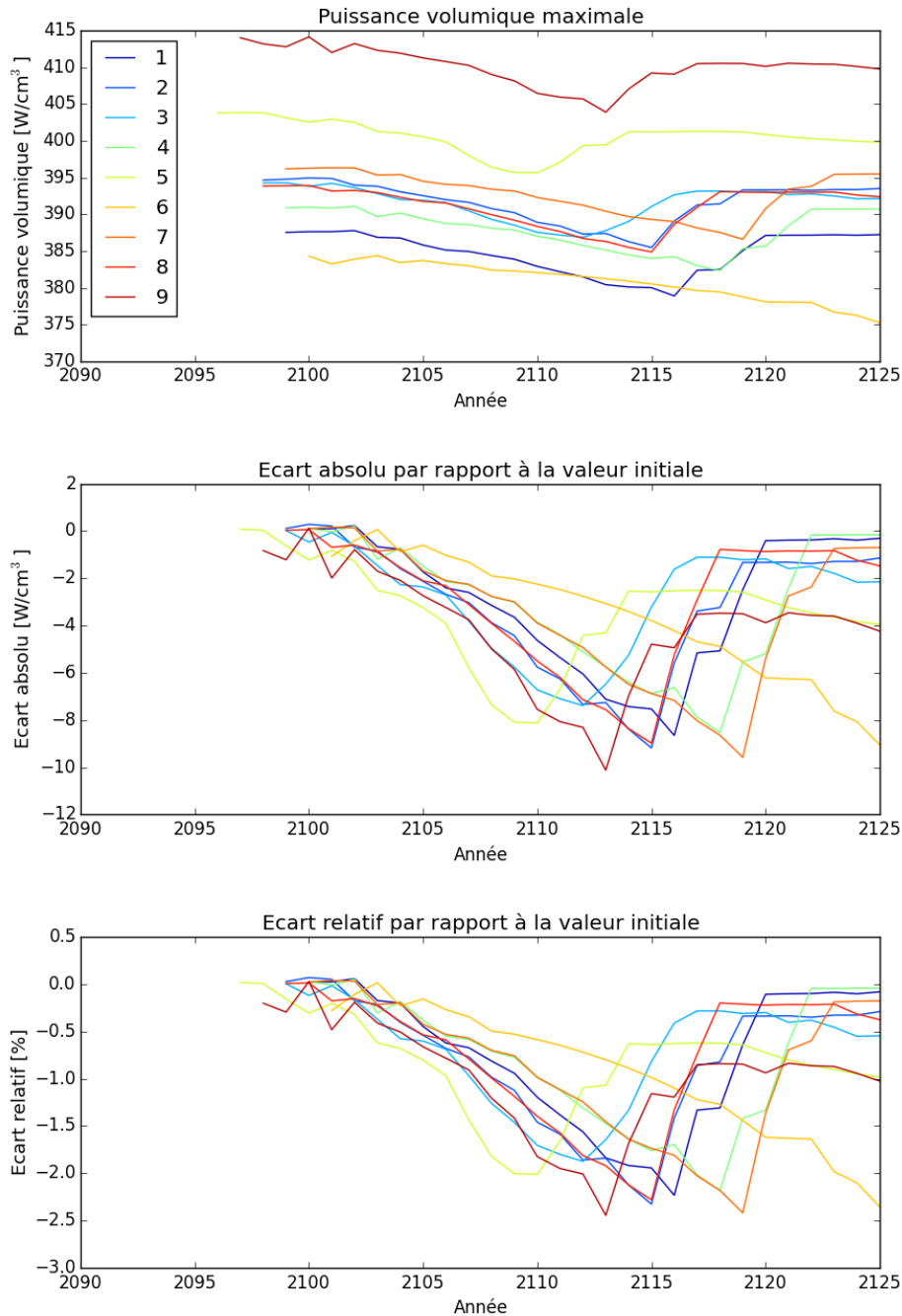


Figure V-32 : Variation de la puissance volumique maximale dans les RNR au cours du temps

#### 5.3.2.3.3 Domage maximal sur la gaine

Les aciers traditionnels AIM1 peuvent résister jusqu'à 87,5 DPA. Il apparaît sur la Figure V-33 qu'aucun cœur ne respecte cette limite, et ce, en raison de leur taux de combustion supérieur à 100 GWj/t. L'utilisation d'acier avancé de type ODS est obligatoire pour ce niveau de dommage. Ces aciers peuvent supporter jusqu'à 200 DPA [42]. Le cœur n°9 dépasse constamment cette limite, tandis que les cœurs

n°7 et n°6 l'effluent. Les autres cœurs présentent des niveaux de dommage compris entre 160 et 195 DPA, niveaux acceptables pour un acier ODS. A nouveau, on remarque que le dommage reçu par la gaine ne varie que très peu au cours du scénario.

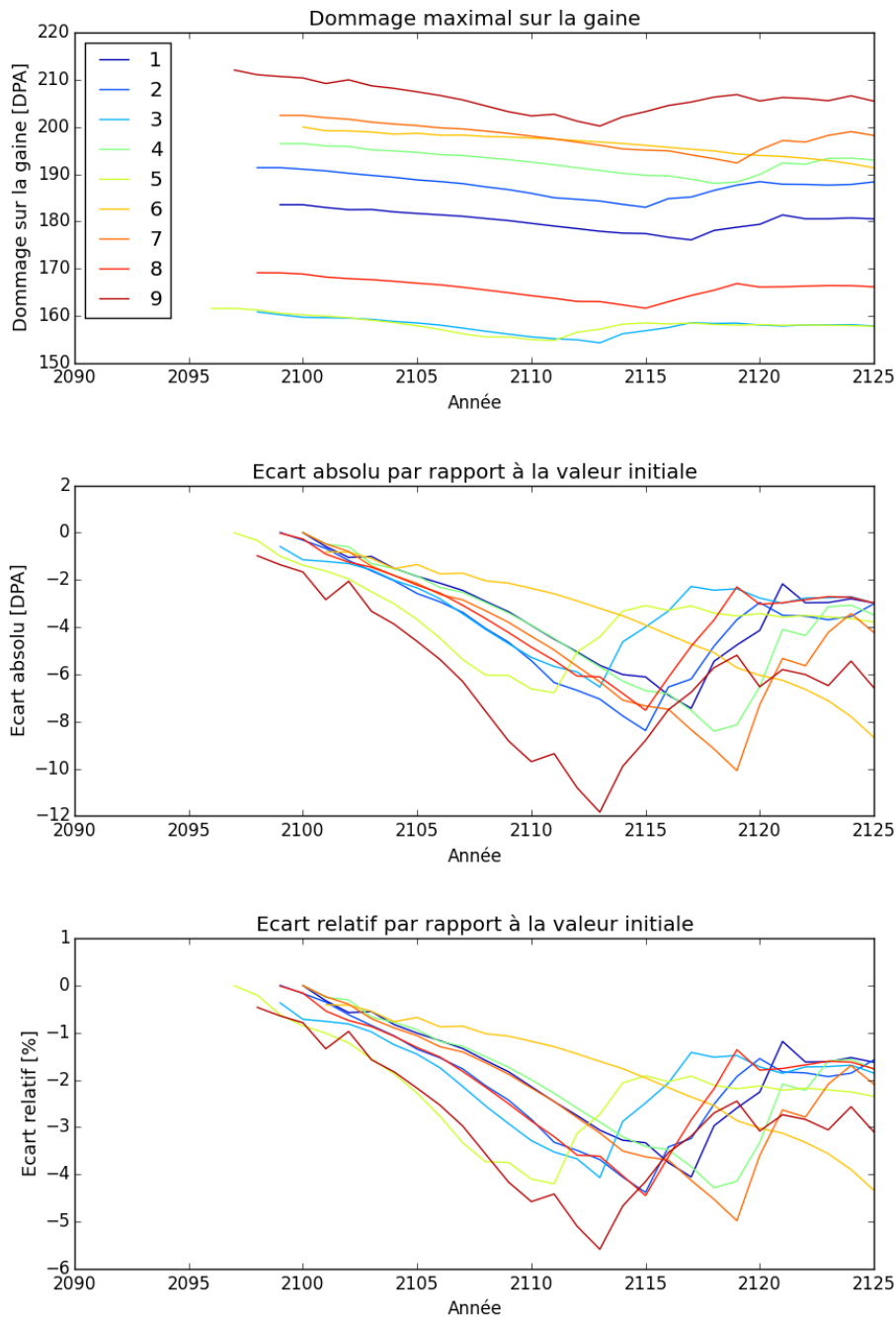


Figure V-33 : Variation du dommage sur la gaine dans les RNR au cours du temps

#### 5.3.2.3.4 Contre-réactions : effet Doppler et vidange sodium

La Figure V-34 et la Figure V-35 montrent respectivement l'évolution des coefficients de contre-réaction Doppler et de vidange. Le premier varie entre -0,85 et -1\$ tandis que le second prend des valeurs comprises entre 3,7 et 5,2\$. Le Doppler est d'autant plus important que la concentration d'uranium 238 est grande, donc quand la teneur en plutonium est faible. C'est le cas pour des cœurs de grande puissance, faible puissance volumique et grande fraction combustible. La valeur du coefficient de vidange quant à elle augmente lorsque la fraction en sodium dans l'assemblage

augmente, donc quand la fraction combustible diminue. Effectivement, les cœurs n°6 et n°8 sont ceux qui ont la plus faible fraction combustible et le coefficient de vidange le plus élevé. Un cœur de grand volume fait aussi augmenter le coefficient de vidange en raison de la diminution du nombre de fuites neutroniques. De la même manière que les indicateurs précédents, ces coefficients de contre-réaction ne varient que très peu au cours du temps.

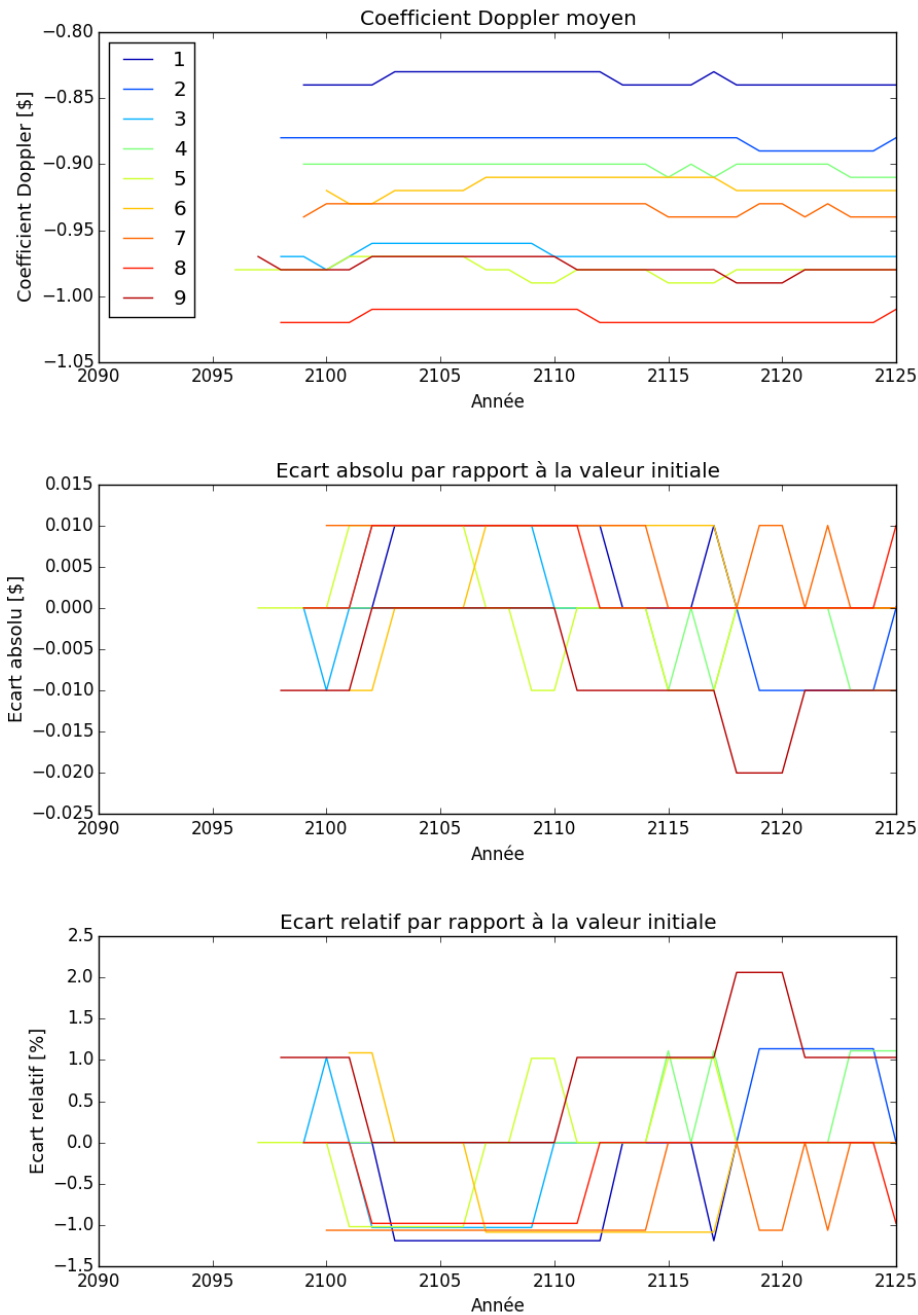


Figure V-34 : Variation du coefficient du Doppler dans les RNR au cours du temps

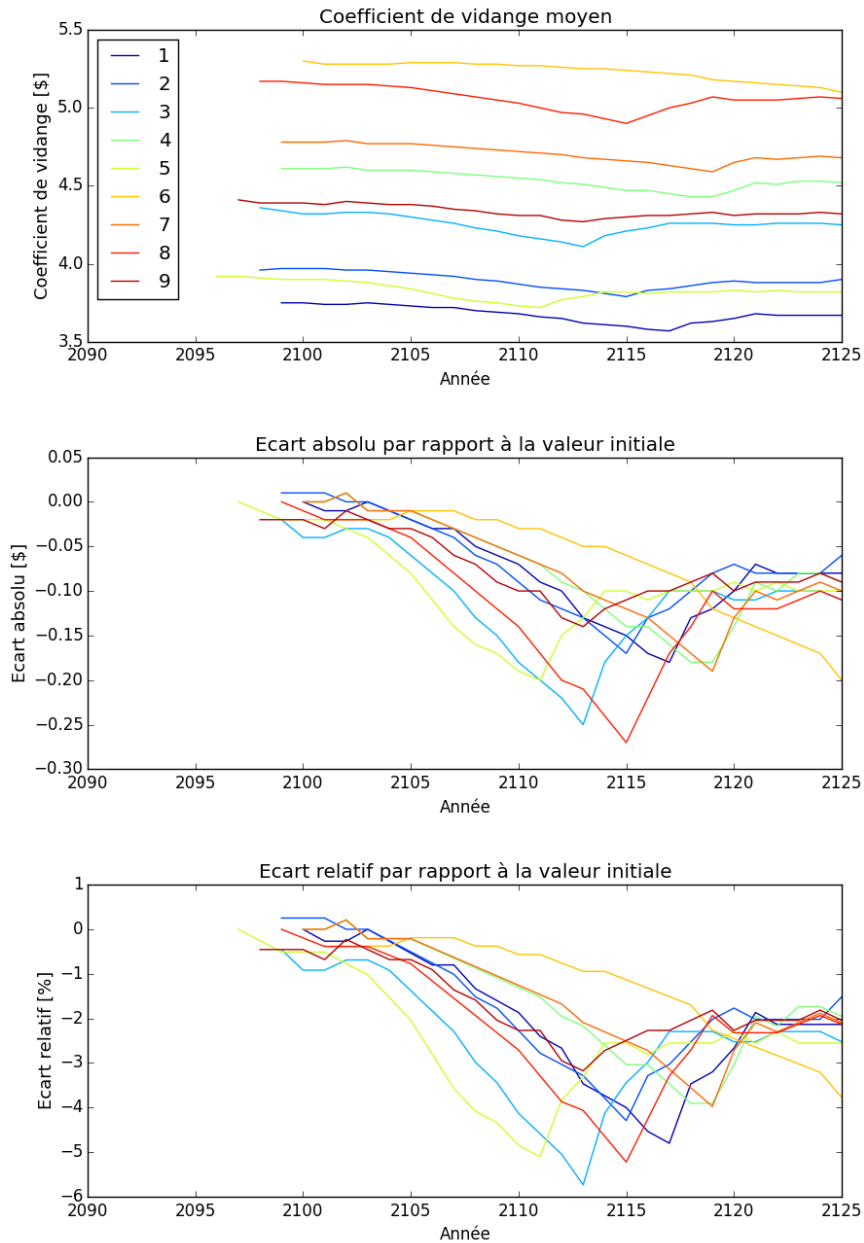


Figure V-35 : Variation du coefficient de vidange dans les RNR au cours du temps

#### 5.3.2.4 Synthèse

Le Tableau V-7 résume la valeur moyenne des indicateurs de sûreté et de performances pour les neuf cœurs retenus pour leur capacité à mener à des trajectoires viables aussi bien dans le cas d'un parc 100% RNR que d'un parc mixte REP-RNR, avec une fraction de RNR installée la plus petite atteignable. Les cœurs n°6, 7 et 9 doivent être exclus en raison de dommages d'irradiation trop élevés sur les gaines du combustible. Parmi les cœurs restants, tous ont des spécifications réalistes. A noter que le cœur n°5 rassemble le plus d'indicateurs attractifs, même si la différence avec les autres n'est pas incommensurable. Dans tous les cas, la fraction de RNR en puissance installée dans le parc mixte REP-RNR ne descend pas sous la barre des 30%.

**Tableau V-7 : Synthèse des indicateurs de sûreté et de performances, et de la fraction de RNR dans le parc mixte REP-RNR pour les neuf cœurs sélectionnés**

N°	Teneur en plutonium [%]	Puissance volumique maximale [W/cm <sup>3</sup> ]	DPA max	Doppler [Δ]	Vidange [Δ]	Fraction de RNR en puissance
1	25	387	185	-0,84	3,7	0,32
2	24	395	190	-0,87	3,9	0,35
3	24	395	160	-0,97	4,4	0,34
4	25	390	195	-0,9	4,6	0,32
5	22	405	160	-0,97	3,8	0,34
6	27	385	200	-0,92	5,3	0,26
7	24	395	200	-0,94	4,7	0,34
8	25	395	170	-1,02	5,2	0,32
9	21	415	210	-0,97	4,4	0,35

## 5.4 CONCLUSIONS

### 5.4.1 Synthèse de l'étude

L'objectif de ce chapitre est d'utiliser pleinement le potentiel offert par le modèle flexible de RNR pour mieux comprendre le lien qui existe entre la conception de RNR et les transitions dynamiques des calculs de scénarios. Les études menées se basent sur deux scénarios dont le commencement est identique. Tout commence à partir d'un parc similaire au parc français de 2018. Ce parc est progressivement remplacé par un parc composé de REP UOX et de REP MOX de telle sorte à accumuler du plutonium tout en gardant sous contrôle la quantité de combustibles usés entreposés. Ce parc intermédiaire peut ensuite être remplacé par deux parcs distincts :

- un parc 100% RNR, avec pour objectif la fermeture du cycle ;
- un parc mixte REP-RNR, avec pour objectif la stabilisation de l'inventaire en plutonium.

Pour ces deux parcs, un échantillonnage de cœurs de RNR a été réalisé sur le domaine de définition du modèle flexible et les calculs de trajectoires ont été faits avec COSI7. Le premier parc nous a servi à comprendre le lien physique entre les paramètres généraux de conception du RNR et la viabilité d'une trajectoire. Plus précisément, un domaine de variation restreint de ces paramètres, borné par des valeurs seuils, a été mis en lumière. En d'autres termes, l'utilisation de modèles flexibles a rendu possible l'obtention de tendances de conception RNR qui conduisent à des trajectoires viables pour le déploiement d'un parc 100% RNR. Les valeurs seuils obtenues sont les suivantes :

- Puissance = 2000 MWth
- Puissance volumique = 250 W/cm<sup>3</sup>
- Fraction combustible = 37%
- Temps de séjour = 1200 JEPP
- Epaisseur de couverture fertile = 0 cm

Ces valeurs sont intrinsèquement liées à l'échantillonnage réalisé et aux hypothèses faites pour définir le scénario. Ce faisant, elles constituent une aide pour l'interprétation physique des résultats mais n'ont pas vocation à être absolues. Une étude de sensibilité sur la durée du transitoire entre le parc

intermédiaire et le parc 100% RNR, ainsi que sur le temps de refroidissement et de fabrication des combustibles a permis de conclure que les cœurs de grande puissance sont plus résistants que des petits cœurs face à des variations de ces paramètres. Cela vient du fait que des grands cœurs ont besoin de moins de plutonium pour une même puissance installée que des petits cœurs.

Une fois le lien entre conception RNR et transition analysé, un second scénario a été étudié. L'objectif a été de vérifier si les équilibres trouvés dans le Chapitre IV sont accessibles dans les faits. Une résolution des équations d'équilibre du plutonium a été effectuée à l'aide de PuMBA sur le nouvel échantillonnage de RNR et des résultats similaires à ceux obtenus dans le chapitre 4 ont été retrouvés. Plus précisément, on retrouve le fait que la fraction de RNR en puissance installée tend à diminuer lorsque son gain de régénération augmente en valeur absolue. Dans le cas de RNR consommateurs de plutonium, la fraction de REP MOX se stabilise autour de 8% tandis que la fraction de REP UOX augmente continuellement. A l'inverse, lorsque le RNR est surgénérateur, la fraction de REP MOX augmente pour absorber la production de bon plutonium du RNR.

La composition des parcs à l'équilibre étant obtenue, les trajectoires correspondantes ont été calculées et il en ressort que les cœurs menant à des trajectoires viables sont essentiellement consommateurs de plutonium (gain de régénération négatif). L'explication derrière ce résultat tient au fait que dans les équilibres obtenus avec des RNR surgénérateurs présentent des fractions de REP MOX élevés. Ainsi, les déploiements de ces parcs sont beaucoup plus demandant en plutonium que ceux ayant des RNR consommateurs de plutonium et une fraction de REP MOX réduite. A noter tout de même que les RNR dont le gain de régénération est très négatif ne permettent pas non plus d'obtenir des trajectoires viables.

Les trajectoires viables ont ensuite été étudiées à travers le prisme du taux de combustion moyen des RNR. Pour ces trajectoires, la marge en plutonium est d'autant plus grande que le taux de combustion est élevé. Pour le comprendre, il faut se rappeler que le taux de combustion dépend notamment du produit de la puissance volumique et du temps de séjour. A puissance constante, plus la puissance volumique est élevée et plus la masse de plutonium en cœur diminue, ce qui diminue la tension sur le plutonium disponible lors du déploiement. Le temps de séjour quant à lui détermine la fréquence à laquelle il faut recharger le cœur. Plus ce temps est élevé et moins le cœur a besoin d'être rechargé, allégeant ainsi la tension sur le plutonium. Les cœurs fonctionnant avec un taux de combustion élevé combinent donc ces deux effets et permettent de garder une marge de plutonium pouvant atteindre jusqu'à 600 tonnes. Au contraire, un parc contenant des RNR fonctionnant avec un faible taux de combustion a une marge de plutonium presque nulle en fin de déploiement. Le choix d'une de ces options a des conséquences sur la suite éventuelle du scénario. Avec des taux de combustion élevés, il est possible d'envisager un déploiement d'un parc 100% RNR sur le long terme grâce à la marge de plutonium existante. Ce déploiement ne semble pas envisageable dans le cas d'un RNR fonctionnant avec un faible taux de combustion. En revanche, un tel parc n'a pratiquement pas de plutonium disponible dans des combustibles refroidis, ce qui constitue un bon point par rapport aux questions de prolifération.

Dans un contexte de questionnements sur la gestion de l'incertitude profonde dans les études de scénario, un cas d'application sur le choix d'un RNR qui rend une trajectoire la plus robuste possible a été effectué. Il consiste à déterminer s'il existe un RNR capable de répondre aux exigences de deux scénarios différents :

- la fermeture du cycle avec un parc 100% RNR, dont l'objectif est d'atteindre l'indépendance énergétique en se passant d'uranium naturel ;

- la stabilisation de l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR, avec comme préférence de minimiser la fraction de RNR dans le parc pour des raisons économiques, les RNR étant supposés plus chers que les REP.

Les espaces de solutions des deux cas ont été superposés et il en ressort qu'il n'est pas possible de fermer le cycle avec les cœurs qui permettent d'atteindre une fraction de RNR en puissance installée inférieure à 20% dans le parc REP-RNR. La raison principale est que les cœurs minimisant la fraction de RNR et menant à des trajectoires viables font partie de la famille des petits cœurs consommateurs de plutonium mis en lumière dans le Chapitre IV. Leur gain de régénération étant négatif, ils ne peuvent pas fermer le cycle.

Au sein des RNR permettant la fermeture du cycle, ceux qui minimisent la fraction de RNR ont été sélectionnés et leurs performances au cours du temps ont été évaluées. Le suivi des performances a été rendu possible grâce à la méthodologie détaillée dans le Chapitre III. Ce suivi montre que pour les cœurs considérés, les performances étudiées (teneur en plutonium, puissance volumique maximale, dommage sur la gaine, coefficient Doppler et coefficient de vidange) ne varient que très peu au cours du temps. Trois cœurs sont écartés car ils ne respectent pas la limite imposée sur le dommage d'irradiation sur la gaine. Au final, 6 cœurs permettent à la fois de fermer le cycle et d'atteindre une fraction comprise entre 30 et 35% dans un parc mixte REP-RNR, tout en ayant des performances satisfaisantes.

#### 5.4.2 Limites et perspectives

Ce chapitre met en avant le potentiel du couplage entre conception de cœur et calcul de scénarios. Différentes pistes pourraient être explorées par la suite pour approfondir les premiers résultats présentés ici. Une première idée serait de renforcer le couplage de telle sorte à rendre possible la modification du cœur au cours de la trajectoire. En effet, le couplage mis en place lors de ce travail de thèse permet de changer de conception entre chaque calcul, mais en l'état, il n'est pas possible de modifier un cœur au milieu de la trajectoire. Pouvoir modifier le cœur en cours de transition pourrait permettre d'atteindre des parcs cibles dont la trajectoire n'est pas viable initialement. Par exemple, on pourrait commencer une trajectoire avec des RNR fonctionnant avec des taux de combustion élevés en début de trajectoire pour alléger la tension sur le plutonium disponible, puis progressivement réduire le temps de séjour ou diminuer la puissance volumique, ce qui consiste à ajouter des assemblages dans le cœur, pour vider au maximum les entreposages et ainsi limiter au maximum la quantité de plutonium disponible.

Un algorithme d'optimisation pourrait être mis en place afin de trouver de façon systématique les valeurs seuils pour un parc cible donné. Ce faisant, on pourrait étudier la sensibilité de la taille du domaine obtenu aux différentes hypothèses du scénario, comme la stratégie de retraitement, la cinétique de déploiement ou encore le taux de combustion des REP du parc.





# Chapitre VI Conclusions et perspectives

## 6.1 SYNTHÈSE DES TRAVAUX

### 6.1.1 Contexte et réalisations

Dans un contexte mondial de lutte contre le changement climatique, le nucléaire fait partie des options possibles de production électrique décarbonnée. La France, grâce à son choix d'un mix énergétique fortement nucléarisé, figure parmi les pays dont l'électricité est la plus propre du point de vue du climat. Le choix du nucléaire soulève toutefois un certain nombre de questions quant à sa viabilité sur le long terme, notamment concernant l'indépendance énergétique et la gestion des matières radioactives. Le bon fonctionnement du parc nucléaire français dépend aujourd'hui de l'importation d'uranium naturel, qui la rend dépendante d'agents extérieurs. Fort de ce constat, le plutonium a rapidement été perçu comme une solution pour se passer d'uranium naturel, à la condition de déployer des réacteurs à neutrons rapides (RNR). En effet, le multi-recyclage du plutonium en RNR mettrait fin aux besoins d'importations, les réserves françaises d'uranium appauvri nécessaires à la régénération du plutonium étant suffisantes pour alimenter un parc de RNR pendant plusieurs milliers d'années. La France a donc rapidement mis en place un programme de recherche et développement autour d'une technologie précise de RNR, celui refroidi au sodium. Néanmoins, en raison des prix bas de l'uranium, de sa disponibilité et du coût des RNR probablement plus élevé que celui des réacteurs à eau pressurisée (REP), le développement de la filière RNR a subi un ralentissement notable en France, dont l'exemple le plus récent est l'arrêt du projet ASTRID. Si le déploiement de RNR devenait incertain, le statut du plutonium changerait radicalement, dans la mesure où il constitue la principale source de radiotoxicité sur le long terme. Sa qualification en déchet aurait de lourdes conséquences sur le dimensionnement des zones de stockage définitif. Malgré tout, la récente Programmation Pluriannuelle de l'Énergie continue de mentionner le déploiement de RNR d'ici la fin du siècle dans le but de fermer le cycle.

Face à ces incertitudes, le scénario électronucléaire permet d'alimenter les réflexions sur les évolutions futures du parc nucléaire. Le scénario électronucléaire modélise l'intégralité des installations du parc ainsi que les différents flux de matières qui y ont lieu, et fournit des grandeurs d'intérêt comme l'évolution temporelle des inventaires des matières radioactives. Il est alors possible de tester différentes stratégies et de les comparer entre elles afin de déterminer des tendances d'intérêt. Ces simulations reposent sur des algorithmes complexes ainsi que des modèles de réacteurs issus de calculs de neutroniques réalisés avec des outils de calcul scientifique de référence.

Au CEA, la phase de conception de cœur survient en amont des calculs de scénario. Les modèles numériques de réacteurs fournis au scénariste ne permettent alors qu'un nombre limité de modifications du cœur, comme par exemple la composition des lots chargés ou le taux de combustion moyen de l'assemblage. Dans la mesure où il n'existe pas de cœur arrêté à l'heure actuelle pour le RNR, il est pertinent pour le scénariste de travailler avec un modèle flexible de RNR dont certains paramètres de conception, comme le volume du cœur ou la géométrie des assemblages, sont modifiables. Ce faisant, le RNR ne constitue plus une donnée d'entrée mais un paramètre ajustable permettant d'obtenir la meilleure trajectoire possible pour un ensemble d'objectifs donné. Le concepteur a alors accès à des tendances de cœurs qui répondent le mieux aux objectifs du cycle, base à partir de laquelle il pourra converger vers un cœur définitif. Pour l'évaluation des performances du cœur, il est d'usage de considérer un nombre limité de vecteurs plutonium représentatifs de la vie du RNR. Cette façon de faire peut-être améliorée en exploitant l'intégralité de l'historique des

combustibles chargés en cœur fourni par le calcul de scénario. Le lien entre conception de cœur et calcul de scénarios n'est alors plus séquentiel mais s'approche du couplage.

Le but de ce travail de thèse est ainsi de développer une méthodologie de couplage entre la conception de cœur de RNR et le calcul de scénarios. La mise en place de ce couplage passe par l'utilisation de modèles flexibles de RNR donnant la possibilité de modifier les paramètres de conception du cœur avant chaque calcul de scénario et de réaliser un suivi des performances du cœur au cours de la vie du réacteur.

Un modèle flexible de RNR a été construit à l'aide de réseaux de neurones artificiels. En plus de l'isotopie du combustible, ce modèle prend en entrée des paramètres généraux du cœur que sont la puissance, la puissance volumique, la fraction combustible, le temps de séjour des assemblages en cœur et la quantité de couvertures fertiles. De cette manière, il est possible de représenter une large variété de cœurs de RNR, depuis des petits cœurs de type AMR (Advanced Modular Reactor) jusqu'aux grands cœurs de réacteurs industriels. Ce modèle est compatible avec l'outil de calcul de référence de scénario COSI dans lequel il sert de modèle d'équivalence et de modèle d'irradiation. A partir de l'historique des combustibles chargés au cours du scénario, le modèle flexible est à même de produire l'évolution temporelle de certaines performances du cœur comme la puissance volumique maximale, les dommages d'irradiation subis par la gaine et les coefficients de contre-réaction Doppler et de vidange sodium. Il est alors possible de s'assurer que tous les RNR du parc aient des performances satisfaisantes.

Le modèle flexible de RNR a tout d'abord été utilisé dans le cadre d'une étude de parc à l'équilibre. Pour prendre en compte à la fois les préoccupations autour de la gestion du plutonium et des aspects économiques, le cas d'étude choisi consiste à stabiliser l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR dans lequel la fraction de RNR doit être minimisée. Les REP en présence sont soit alimentés avec du combustible UOX, soit avec du combustible MOX. Un script de préparation et de résolution des équations d'équilibre de l'inventaire en plutonium, nommé PuMBa, a été développé à l'aide du package SciPy de Python. L'équilibre en plutonium est atteint lorsque la consommation de plutonium du parc égale sa consommation, et que l'isotopie du plutonium, représentée ici de façon simplifiée par la proportion des isotopes 239 et 241 du plutonium aussi appelée qualité, est stabilisée. La consommation, la production et la qualité du plutonium issu des différents réacteurs peuvent être considérées comme des fonctions linéaires de la qualité du plutonium dans le combustible neuf au premier ordre. PuMBa permet de modéliser différentes stratégies de retraitement, depuis le retraitement joint, où le plutonium extrait de tous les combustibles usés est mélangé dans un flux unique, jusqu'à une séparation fine du plutonium issu des différents combustibles irradiés en réacteur. A la suite de la résolution des équations, PuMBa est à même de fournir la composition du parc permettant la stabilisation de l'inventaire en plutonium ainsi que la répartition des flux de plutonium au sein du parc.

Pour le cas d'étude statique, 2000 conceptions de RNR ont été échantillonnées sur le domaine de définition du modèle flexible et PuMBa a résolu les équations d'équilibre pour chaque cas de telle sorte à minimiser la fraction de RNR dans le parc. Deux stratégies de retraitement ont été testées. Dans les deux cas, les combustibles usés sont traités de façon séparée de telle sorte à fournir aux REP MOX du parc un plutonium d'une qualité suffisante pour ne pas dépasser une teneur en plutonium de 12%, critère retenu pour garantir un coefficient de vidange négatif. Pour la stratégie la plus fine, on considère possible la séparation du plutonium issu des zones fissiles de celui des zones fertiles du RNR. Une étude analytique des équations d'équilibre a permis de comprendre la physique présente derrière les résultats obtenus. La fraction de RNR, qu'elle soit exprimée en nombre de réacteurs ou en puissance installée dans le parc, dépend de trois facteurs principaux :

- La fraction de REP MOX dans le parc, qui définit le flux massique de plutonium que les RNR doivent impérativement être en mesure de consommer ;
- Le flux massique de plutonium issu des RNR et dédié aux REP MOX
- Le caractère consommateur du RNR.

Ces facteurs entrent en compétition les uns avec les autres, ce qui explique le fait que différentes familles de RNR minimisant la fraction de RNR dans le parc ont été trouvées. Lorsque la fraction de RNR est exprimée en nombre de réacteurs déployés, le terme de flux massique issu des RNR dédié aux REP MOX prévaut sur les deux autres. Les grands réacteurs surgénérateurs maximisent ce terme et sont donc les seuls à minimiser la fraction de RNR en nombre de réacteurs. Dans le cas d'une fraction de RNR exprimée en puissance installée, les trois termes sont du même ordre de grandeur. Une plus grande diversité de cœurs apparaît donc. Quatre familles de réacteurs conduisent à la minimisation de la fraction de RNR en puissance installée :

- les grands cœurs surgénérateurs, qui maximisent le terme de flux massique issu des RNR et dédié aux REP MOX ;
- les petits cœurs consommateurs de plutonium, qui minimisent la fraction de REP MOX dans le parc du fait qu'ils dégradent nettement l'isotopie du plutonium, et maximisent le terme de consommation de plutonium ;
- les grands cœurs isogénérateurs et les petits cœurs isogénérateurs atteignent un compromis entre les trois termes pilotant la fraction de RNR.

Selon la solution retenue, le parc à l'équilibre présente des caractéristiques variables. Par exemple, les parcs contenant des grands RNR surgénérateurs ont une fraction de REP UOX minimale réduisant ainsi la consommation annuelle en uranium naturel. En revanche, les parcs contenant des petits cœurs consommateurs de plutonium ont tendance à minimiser l'inventaire en plutonium à l'équilibre ainsi que la capacité des usines du cycle, au prix d'une augmentation de la consommation d'uranium naturel et d'une teneur en plutonium qui dépasse les 30%. Dans le cas de la stratégie de retraitement plus complexe, la fraction minimale de RNR diminue de 5 points de pourcentage en moyenne, mais la qualité du plutonium en entrée des RNR est légèrement dégradée par rapport à la première stratégie de retraitement qui n'autorise pas la séparation entre zones fissiles et fertiles. Au final, on constate que les cœurs minimisant la fraction de RNR en nombre de réacteurs minimisent aussi la fraction de RNR en puissance, mais que la réciproque est fautive. Il serait alors nécessaire de déterminer avec soin le but recherché derrière la minimisation de la fraction de RNR dans le parc avant de choisir parmi les familles de réacteurs identifiées.

Le modèle flexible a ensuite été couplé à l'outil de calcul de scénario COSI7 dans le but d'étudier l'impact des paramètres de conception RNR sur les transitions dynamiques entre parcs. Le cas d'étude initial considère un parc proche du parc français de 2018 qui est progressivement remplacé par un parc constitué de REP UOX et de REP MOX de telle sorte à limiter l'augmentation des capacités d'entreposage de combustibles usés tout en accumulant une quantité de plutonium suffisante pour déployer un parc 100% RNR. Ce parc intermédiaire peut alors être remplacé soit par un parc 100% RNR, soit par un parc mixte REP-RNR. Le premier scénario correspond à une stratégie en cohérence avec ce qui est mentionné dans la PPE. Le second considère que les RNR ne seront pas assez compétitifs pour en déployer un parc entier, mais qu'ils pourront servir à minima à stabiliser l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR. Ce second cas est la traduction dynamique de l'étude statique réalisée précédemment.

Le scénario de déploiement d'un parc 100% RNR a servi pour comprendre le lien entre les paramètres de conception du RNR et l'évolution de la marge de plutonium au cours du déploiement du parc cible.

Il a été mis en évidence que plus les paramètres de conception prennent des valeurs élevées dans leur domaine de définition et plus la transition est simple. De cette observation a découlé le concept de « valeur seuil » d'un paramètre, qui représente la valeur minimale que peut prendre un paramètre de conception lorsque tous les autres prennent leur valeur maximale. Il a donc été possible de tracer un domaine regroupant des cœurs de RNR donnant lieu à une trajectoire viable, c'est-à-dire une trajectoire pour laquelle la marge de plutonium reste positive pendant toute la simulation. Cette analyse a été complétée par une étude de sensibilité à la durée de la transition entre les deux parcs et aux temps de refroidissement et de fabrication des combustibles. La conclusion des études de sensibilité est que les cœurs de grande puissance sont plus à même de faire face à des variations de ces paramètres que les cœurs de petite puissance. Cela vient du fait qu'un parc de grands cœurs nécessite moins de plutonium pour être démarré qu'un parc de petits cœurs.

Le scénario de déploiement d'un parc mixte REP-RNR a permis de déterminer les parcs assurant la stabilisation de l'inventaire en plutonium qui sont effectivement accessibles, c'est-à-dire pour lesquels une transition viable a été trouvée. Ces cœurs s'avèrent être essentiellement consommateurs de plutonium, ce qui n'est pas intuitif a priori. La composition des parcs associés à ces RNR présentent en réalité une faible fraction de REP MOX. Ainsi, au cours de la transition, ces parcs génèrent moins de tension sur le plutonium disponible qu'un parc contenant des RNR surgénérateurs et une grande fraction de REP MOX. En effet, la surgénération n'est effective qu'après un temps caractéristique égal à la somme du temps de séjour, du temps de refroidissement et du temps de fabrication. A l'échelle d'une transition de 20 ans, ce temps caractéristique est trop long et les RNR ne peuvent subvenir aux besoins en plutonium du parc en cours de déploiement.

Les trajectoires viables ont ensuite été représentées en fonction du taux de combustion des RNR. Il en ressort que plus le taux de combustion du RNR est élevé et plus la marge de plutonium l'est aussi. Le taux de combustion dépend du produit de la puissance volumique et du temps de séjour. A puissance constante, la masse de plutonium en cœur diminue lorsque la puissance volumique croît. Ainsi, les cœurs ayant une grande puissance volumique demande moins de plutonium à chaque rechargement. Par ailleurs, le temps de séjour définit la fréquence à laquelle le cœur doit être rechargé. Plus ce temps est long et plus la tension sur le plutonium disponible est petite. La différence sur la marge de plutonium entre les taux de combustion de l'ordre de 40 GWj/t et ceux de l'ordre de 130 GWj/t est de l'ordre de 600 tonnes. Les perspectives de ces parcs extrêmes ne sont donc pas du tout les mêmes. Recourir à des RNR avec un faible taux de combustion permet de vider les entreposages de combustibles usés et ainsi réduire à zéro, ou presque, la quantité de plutonium disponible dans le parc, ce qui pourrait être intéressant dans le cadre de la lutte contre la prolifération ou de la réduction des entreposages de combustibles usés. En revanche, la transition d'un tel parc vers un parc 100% RNR serait impossible par manque de plutonium, là où un parc mixte REP-RNR avec des RNR fonctionnant avec un fort taux de combustion laisse ouverte la possibilité d'évoluer vers un parc 100% RNR.

Les domaines de cœurs donnant lieu à des trajectoires viables dans le cas du déploiement d'un parc 100% RNR et d'un parc mixte REP-RNR ont ensuite été comparés. L'intérêt de cette comparaison est de déterminer les cœurs qui pourraient fonctionner dans les deux cas. La robustesse de ces réacteurs face à un changement de parc cible est particulièrement intéressante dans un contexte où le futur du parc est entaché d'incertitude. Tous les cœurs qui permettent le déploiement d'un parc 100% RNR sont inclus dans le domaine des cœurs qui permettent le déploiement d'un parc mixte REP-RNR. Ce résultat semble assez logique dans la mesure où la tension sur le plutonium disponible est plus grande dans le cas d'un parc 100% RNR.

Toutefois, les cœurs qui conduisent à une fraction de RNR en puissance inférieure à 20% dans le parc mixte REP-RNR ne sont pas compatibles avec le déploiement d'un parc 100% RNR. On cherche alors à

trouver les cœurs qui permettent le déploiement des deux parcs cibles tout en minimisant la fraction de RNR dans le cas du parc mixte REP-RNR. Neuf cœurs ont été identifiés et conduisent à des fractions de RNR en puissance comprises entre 26 et 35%. L'évolution de leur performance au cours du temps est alors évaluée. Cet exercice a permis de réduire le nombre de RNR possibles de neuf à six. L'évaluation des performances directement à la suite du calcul de scénario à l'aide du modèle flexible de réacteur permet donc de hiérarchiser en amont les cœurs intéressés pour le scénario à l'aune des critères appliqués.

### 6.1.2 Résultats marquants

Parmi tous les résultats présentés dans ce manuscrit, il est important d'insister sur l'originalité de certains d'entre eux. Tout d'abord, la méthodologie développée pendant ce travail de thèse a mis en lumière ce que le scénario et la conception de cœur gagnaient en étant couplés. Côté conception, l'évolution de certaines performances et indicateurs de sûreté a pu être suivi pour l'ensemble des RNR d'une flotte au cours d'un scénario. Ce suivi a témoigné de la résistance des RNR face à un changement d'isotopie du plutonium, dans la mesure où les estimateurs suivis ne varient que très peu au cours du temps.

Côté scénario, il a été possible de trouver des cœurs de RNR qui permettent aussi bien le déploiement d'un parc mixte REP-RNR qui stabilise l'inventaire en plutonium qu'un parc 100% RNR à partir d'une même situation initiale. Autrement dit, l'utilisation d'un modèle flexible de RNR a permis de trouver une configuration de cœur qui rend un scénario robuste face à un changement de parc cible. Cet exemple concret donne un aperçu du potentiel de cette méthodologie si elle est utilisée de façon plus généralisée dans les études de robustesse des scénarios.

Deux résultats revêtent une importance particulière. Il a été montré qu'il est possible de stabiliser l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP-RNR avec 20% d'AMR-Na en puissance installée, et qu'un tel parc peut être effectivement déployé. A l'heure où les SMR et les AMR sont loués pour leurs potentiels avantages en termes de coûts, de flexibilité ou de sûreté, nous montrons concrètement que les AMR-Na sont capables de répondre à des objectifs d'intérêt pour le cycle pour la gestion des matières avec une fraction de la puissance installée minimale.

Enfin, les études dynamiques ont permis de montrer qu'il existe une puissance seuil pour le RNR à partir de laquelle la fermeture du cycle est effectivement possible. Pour les hypothèses considérées dans cette étude, cette puissance s'élève à 2000 MWth. En faisant varier les hypothèses de scénario, on pourrait aboutir à la définition d'un espace borné des paramètres de conception correspondant aux cœurs de RNR qui permettent effectivement de fermer le cycle. L'espace des possibles ainsi restreint, il serait plus facile de converger vers un cœur capable de respecter à la fois les contraintes de sûreté et de remplir les objectifs attendus pour le cycle.

## 6.2 PERSPECTIVES

Des pistes pour creuser ce qui a été présenté dans ce manuscrit ont été identifiées. On en distingue trois types : le raffinement du modèle flexible de réacteur, le raffinement des procédures développées et des pistes d'exploration qui ont pu être testées brièvement lors de la thèse, mais dont l'aboutissement n'était pas suffisant pour les faire apparaître dans le manuscrit. Cette partie se termine sur des considérations quant à l'utilité future de ce travail dans le cadre de la gestion de l'incertitude profonde intrinsèque aux études de scénarios.

### 6.2.1 Raffinement du modèle flexible

Le potentiel de l'utilisation de modèle flexible de réacteurs dans les calculs de scénario a été montré dans ce manuscrit. Afin d'étendre le domaine d'exploration des cœurs, il serait intéressant tout

d'abord d'inclure quelques paramètres géométriques supplémentaires, comme le rayon et la hauteur du cœur, afin d'avoir plus de degrés de liberté quant à la géométrie de ce dernier. Les effets liés à la forme du cœur n'ont en effet pas été pris en compte dans ce travail alors qu'ils ont une influence notable sur les fuites neutroniques et donc indirectement sur le bilan matière. Il serait alors possible par exemple d'ajuster le gain de régénération du cœur simplement en réduisant le rapport surface/volume du cœur, ou changer la hauteur du cœur pour contrôler sa puissance linéique.

Du point de vue des matières modélisables dans le cœur, plusieurs pistes peuvent s'avérer intéressantes. Tout d'abord, le modèle flexible construit dans ce travail impose l'uranium appauvri comme support combustible. La possibilité de changer de support, en utilisant de l'uranium de retraitement par exemple, pourrait permettre de limiter l'augmentation de la teneur en plutonium dans le combustible neuf dans le cas d'une isotopie dégradée. Par ailleurs, l'ajout d'actinides mineurs parmi les entrées du modèle flexible serait une solution pour tester différentes stratégies de transmutation lors de calculs de scénario. De cette façon, l'impact de chaque stratégie sur les inventaires au cours du temps, la puissance thermique des assemblages neufs et usés, mais aussi les performances du RNR pourraient être évaluées. Enfin, cette méthodologie a été appliquée à un cycle de type U-Pu au cours de ce travail, mais elle pourrait être utilisée tout aussi bien avec un cycle Th-U.

D'autres performances du cœur pourraient compléter la liste proposée dans ce travail. On pense notamment à la variation de la réactivité durant un cycle d'irradiation, grandeur qui définit le nombre de barres de contrôle nécessaires dans le cœur. La performance recherchée serait alors d'assurer une valeur constante de la variation de la réactivité dans le but d'éviter un surnombre de barres qui prendraient la place d'assemblages combustibles. Un module complémentaire devrait être ajouté afin de calculer la puissance linéique à partir de la puissance volumique et d'un domaine de variation pour la géométrie de l'assemblage combustible. En effet, c'est la puissance linéique qui est utilisée pour évaluer une marge à la fusion du combustible. Enfin, l'évaluation précise des produits de fission après irradiation, à l'instar de ce que peut faire le code d'évolution CESAR, offrirait la possibilité de faire un suivi précis du nombre de colis de déchets produits au cours du scénario ainsi que de leur puissance thermique.

### 6.2.2 Procédures avancées

Pour compléter et améliorer la méthodologie présentée dans ce travail, plusieurs pistes d'intérêt sont identifiées. Premièrement, une procédure d'optimisation pourrait être mise en place afin de déterminer de façon systématique et efficace les valeurs seuils des paramètres de conception. De cette façon, on aurait rapidement accès aux domaines de cœurs à même de répondre aux différents scénarios étudiés, et tout particulièrement, aux zones de superposition de ces domaines, qui mettraient en lumière les cœurs qui apportent le plus de robustesse au scénario.

Deuxièmement, le modèle flexible tel qu'il a été présenté ici pourrait évoluer en un modèle adaptatif, dont les paramètres de conception pourraient être modifiés dynamiquement au cours du scénario. On pourrait ainsi imaginer la possibilité de changer la géométrie de l'assemblage pendant la vie du réacteur pour faire face à des changements d'isotopie du plutonium et garantir des performances satisfaisantes. La modification au fil de l'eau du cœur pourrait aussi permettre de choisir une configuration de cœur qui réduit la tension sur le plutonium disponible pendant la phase de transition, puis de passer à une autre configuration une fois le parc déployé. Par exemple, dans le cas d'un trop plein d'assemblages combustibles entreposés, le RNR pourrait être rendu consommateur de plutonium sur une période courte pour réduire les besoins en entreposage, avant de le repasser en isogénération.

### 6.2.3 Idées complémentaires

Pour aller plus loin, il faudrait aussi prendre en compte des variations dans le paramétrage des REP, et notamment de leur taux de combustion. En effet, ce paramètre influence grandement les résultats des scénarios, l'hypothèse utilisée dans ce travail de fonctionner toujours avec le même taux de combustion est très structurante. Idéalement, il faudrait construire des modèles flexibles de REP.

Des indicateurs économiques pourraient être intégrés à la méthodologie présentée ici, notamment pour intégrer ces aspects aux études sur la minimisation de la fraction de RNR dans le parc. Une estimation rapide du coût individuel du réacteur en fonction de ses paramètres de conception serait utile dans ce cadre pour comparer les trajectoires obtenues au-delà de la faisabilité en termes de matière disponible.

### 6.2.4 Sur le long terme

Le renforcement du lien entre conception de cœurs de réacteur et des études de scénario semble essentiel pour mieux appréhender les problématiques complexes de demain et les incertitudes qui leur sont liées. En effet, les échelles de temps qu'il faut considérer lors de l'étude de l'évolution du parc nucléaire sont telles que les incertitudes profondes (politiques, sociales, sociétales, économiques etc...) ont un impact majeur sur les résultats obtenus. Les travaux de Zhou [52] et de Liang [54] ont ouvert la voie aux études de résilience et de robustesse des scénarios permettant d'apporter un début de réponses à ces problèmes d'incertitudes profondes. Cette thèse permet de compléter leurs travaux en insistant sur les aspects de conception de cœurs. Les aspects de conception de cœurs sont d'autant plus pertinents à prendre en compte que certaines problématiques futures liées au parc, à l'instar de la transmutation des actinides mineurs, ne sauraient être traitées sans inclure la conception de cœur de manière forte.





# Références

- [1] H. Le Treut, R. Somerville, U. Cubasch, Y. Ding, C. Mauritzen, A. Mokssit, T. Peterson et M. Prather, «Historical Overview of Climate Change,» chez *Climate Change 2007: The Physical Science Basis. Contribution of Working Group I to the Fourth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change*, Cambridge University Press, Cambridge, United Kingdom and New York, NY, USA, 2007.
- [2] IPCC, «Summary for Policymakers,» chez *Climate Change 2021: The Physical Science Basis. Contribution of Working Group I to Sixth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change*, 2021.
- [3] IPCC, «Climate Change 2014: Synthesis Report. Contribution of Working Groups I, II and III to the Fifth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change [Core Writing Team, R.K. Pachauri and L.A. Meyer (eds.)],» Genève, Suisse, 2014.
- [4] «Our World in Data,» [En ligne]. Available: <https://ourworldindata.org/emissions-by-sector>. [Accès le 15 Juin 2021].
- [5] IPCC, «Annex III: Technology-specific cost and performance parameters,» chez *Climate Change 2014: Mitigation of Climate Change. Contribution of Working Group III to the Fifth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change*, Cambridge, United Kingdom and New York, USA, Cambridge University Press, 2014.
- [6] B. Bonin, A. Laureau, E. Merle, G. Krivtchik, J. Miss, Y. Richet, G. Bordier, H. Safa et F.-M. Bréon, «Viability limits of the renewable source in an electricity mix: Application to the French mix with anamorphic evolutions,» *The European Physical Journal Plus*, vol. 134, n°1615, 2019.
- [7] A.-L. Mazauric, *Démarche innovante de conception de réacteurs nucléaires flexibles capables d'accueillir les forts taux de productions d'électricité variables*, Manuscrit de thèse, Université Grenoble Alpes, 2021.
- [8] Commissariat général au développement durable, «Chiffres clés du climat : France, Europe et Monde,» Service de la donnée et des études statistiques (SDES), 2019.
- [9] CEA, «Les combustibles nucléaires, une monographie de la direction de l'énergie nucléaire,» Le Moniteur, 2008.
- [10] CEA, «Moisson d'innovations pour le combustible nucléaire,» *Les défis du CEA*, n° 1199, pp. 12-13, Mai 2015.
- [11] P. Reuss, Précis de neutronique, Publisher EDP Sciences; collection: Génie Atomique, 2003.
- [12] IAEA, *Nuclear Power Reactors in the World*, Vienne, Autriche, Reference Data Series n°2, 2020 Edition.
- [13] G. Naudet et P. Reuss, Energie, électricité et nucléaire, Publisher EDP Sciences; collection: Génie Atomique, 2012.

- [14] «Connaissance des énergies. Principes de fonctionnement d'un réacteur nucléaire.,» 24 11 2015. [En ligne]. Available: <https://www.connaissancedesenergies.org/fiche-pedagogique/principes-de-fonctionnement-dun-reacteur-nucleaire>. [Accès le 24 08 2021].
- [15] CEA, «Les réacteurs nucléaires à caloporteur au sodium, une monographie de la direction de l'énergie nucléaire,» Le Moniteur, 2014.
- [16] «Connaissance des énergies. Astrid (réacteur nucléaire à neutrons rapides).,» 29 07 2014. [En ligne]. Available: <https://www.connaissancedesenergies.org/fiche-pedagogique/astrid-reacteur-nucleaire-a-neutrons-rapides>. [Accès le 26 08 2021].
- [17] U.S Department of Energy (DOE/NE-0088), *The History of Nuclear Energy*, Office of Nuclear Energy, Science and Technology, Washington DC.
- [18] S. Rippon, «History of the PWR and its worldwide development,» *Energy Policy*, vol. 12, n°13, pp. 259-265, 1984.
- [19] Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), «Lexique de l'ASN,» [En ligne]. Available: <https://www.asn.fr/Lexique/C/Cycle-du-combustible>. [Accès le 16 08 2021].
- [20] L. Patarin, *Le cycle du combustible nucléaire*, Publisher EDP Sciences; collection: Génie Atomique, 2002.
- [21] RTE, «Bilan électrique 2020,» [En ligne]. Available: <https://bilan-electrique-2020.rte-france.com/production-production-totale/>. [Accès le 23 09 2021].
- [22] Ministère de la transition écologique, [En ligne]. Available: <https://www.cigeo.gouv.fr/>. [Accès le 27 08 2021].
- [23] Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), «La gestion des déchets radioactifs,» [En ligne]. Available: <https://www.asn.fr/Informer/Dossiers-pedagogiques/La-gestion-des-dechets-radioactifs/Classification-des-dechets-radioactifs>. [Accès le 27 08 2021].
- [24] Commission nationale du débat public (CNDP), *Clarification des controverses techniques*, Note de synthèse produite dans le cadre du débat public sur le plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (5ème édition), 2019.
- [25] NEA, IAEA, *Uranium 2018 : Resources, Production and Demand*, NEA No. 7413, 2018.
- [26] M. Gaspar et N. Mayhew, *Ebb and Flow : the economics of uranium mining*, Bulletin IAEA, vol.59(2), p.4-5, ISSN 1564-2690, 2018.
- [27] ANDRA, *Inventaire national des matières et déchets radioactifs*, Rapport de synthèse, 2021.
- [28] *Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Audition publique, ouverte à la presse, sur « Matières et déchets nucléaires : le cas de l'uranium appauvri », (Thomas Gassilloud et Stéphane Piednoir), 2020.*
- [29] T. Kooyman, *Amélioration des performances de transmutation des actinides mineurs dans les réacteurs de quatrième génération : aspects cycle et coeurs*, Mémoire de thèse, Université d'Aix-Marseille, 2017.

- [30] J.-B. Clavel, *Etude de systèmes et scénarios électronucléaires double strate de transmutation des actinides mineurs en ADS*, Nantes, 2012.
- [31] CEA, *Séparation - transmutation des éléments radioactifs à vie longue*, Tome 2 du rapport sur la gestion durable des matières nucléaires, 2012.
- [32] C. Coquelet-Pascal, M. Tiphine, G. Krivtchik, D. Freynet, C. Cany, R. Eschbach et C. Chabert, *COSI6: A Tool for Nuclear Transition Scenario Studies and Application to SFR Deployment Scenarios with Minor Actinide Transmutation*, Nuclear Technology, 192:2, 91-110, DOI: 10.13182/NT15-20, 2015.
- [33] C. Allan et K. Dormuth, *The back end of the fuel cycle and CANDU (IAEA-SM--357)*, IAEA, 1999.
- [34] Cour des comptes, «L'aval du cycle du combustible nucléaire : les matières et les déchets radioactifs, de la sortie du réacteur au stockage,» 2019.
- [35] S. Aniel, J. Bergeron et A. Puill, *Evaluation of the maximum content of a MOX-fueled pressurized water reactor versus isotopic composition with respect to the void coefficient*, Article publié lors d'un comité technique, n° XA9744117, Newby Bridge, Royaume Uni, 1995.
- [36] K. Hesketh, G. Schlosser, D. F. Porsch, T. Wolf, O. Köberl, B. Lance, R. Chawla, J. C. Gehin, R. Ellis, S. Uchikawa, O. Sato, T. Okubo, H. Mineo, T. Yamamoto, Y. Sagayama et E. Sartori, «Plutonium Management in the Medium Term,» *Nuclear Technology*, vol. 148, n°13, pp. 244-258, 2004.
- [37] G. Martin, M. Guyot, F. Laugier, G. Senentz, G. Krivtchik et et al., *French scenarios toward fast plutonium multi-recycling in PWR*, ICAPP, 2018, Charlotte, United-States.
- [38] Ministère de la transition écologique et solidaire, *Programmation Pluriannuelle de l'Energie*, 2019.
- [39] A. Santamarina, D. Bernard, P. Blaise, M. Coste, A. Courcelle, T. Huynh, C. Jouanne, P. Leconte, O. Litaize, S. Mengelle, G. Noguère, J.-M. Ruggiéri, O. Sérot, J. Tommasi, C. Vaglio et J.-F. Vidal, «The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library. Validation Results from JEF-2.2 to JEFF-3.1.1.,» OECD 2009 NEA n°6807, ISBN 978-92-64-99074-6, 2009.
- [40] R. Galley et C. Bataille, *Rapport de la commission d'enquête sur Superphénix et la filière des réacteurs à neutrons rapides*, Rapport d'enquête pour l'Assemblée Nationale, Paris, 1998.
- [41] T. Gassilloud et S. Piednoir, «L'énergie nucléaire du futur et les conséquences de l'abandon du projet de réacteur nucléaire de 4e génération "Astrid",» rapport écrit au nom de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, 2021.
- [42] D. Gelles, *Microstructural examination of commercial ferritic alloys at 200 DPA*, International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-7); Obninsk (Russian Federation); 25-29 Sep 1995.
- [43] D. Vollath, H. Wedemeyer, H. Elbel et E. Günther, *On the dissolution of (U,Pu)O<sub>2</sub> Solid Solutions with Different Plutonium Contents in Boiling Nitric Acid*, Nuclear Technology, vol.71, p.240-245, 1985.

- [44] IAEA, *Spent Fuel Reprocessing Options*, IAEA-TECDOC-1587, Vienne, 2008.
- [45] P. Sciora, L. Buiron, G. Rimpault et F. Varaine, *A break even oxide fuel core for an innovative SFR: CEA neutronic studies*, Proceedings of the Global 2009 conference, Paris, France.
- [46] J. Lefèvre, C. Mitchell et G. Hubert, «European fast reactor design,» *Nuclear Engineering and Design*, vol. 162, n° 12-3, pp. 133-143, 1996.
- [47] P. Sciora, D. Blanchet, L. Buiron, B. Fontaine, M. Vanier, F. Varaine, C. Venard, S. Massara, A.-C. Scholer et D. Verrier, *Low void effect core design applied on 2400 MWth SFR reactor*, Proceedings of the ICAPP 2011 conference, Nice, France, 2011.
- [48] A. Zaetta, B. Fontaine, P. Sciora, R. Lavastre, R. Jacqmin, V. Pascal, M. Pelletier, G. Mignot et A. Jankowiak, «CADOR “Core with Adding DOppleR effect” concept application to sodium fast reactors,» *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, vol. 5, 2019.
- [49] F. Courtin, *Etude de l'incinération du plutonium en REP MOX sur support d'uranium enrichi avec le code de simulation dynamique du cycle CLASS*, Mémoire de thèse, Ecole nationale supérieure Mines-Télécom Atlantique, 2017.
- [50] G. Krivtchik, *Analysis of uncertainty propagation in nuclear fuel cycle scenarios*, Mémoire de thèse, Université de Grenoble, 2014.
- [51] L. Tillard, *Impact du déploiement de réacteurs de type ASTRID sur la gestion dynamique du plutonium dans des scénarios de transitions électronucléaires*, Paris, 2019.
- [52] W. Zhou, *Resilience analysis of nuclear fuel cycle scenarios*, Mémoire de thèse, Université de Grenoble, 2020.
- [53] X. Doligez, *Modélisation des systèmes nucléaires électrogènes pour l'étude des futurs possibles de l'énergie nucléaire*, Mémoire d'habilitation à diriger les recherches, 2021.
- [54] J. Liang, M. Ernoult, X. Doligez, S. David, S. Bouneau, N. Thiollière, G. Krivtchik, F. Courtin, W. Zhou et S. Tillement, «Assessment of strategy robustness under disruption of objective in dynamic fuel cycle studies,» *Annals of Nuclear Energy*, vol. 154, 2021.
- [55] F. Álvarez-Velarde, A. V. Skarbeli et P. Romojaro, *TR\_EVOL: a fuel cycle scenario code for energy policy planning*, No. IAEA-TECDOC--1885, 2019.
- [56] J. J. Jacobson et al., «Verifiable fuel cycle simulation model (VISION): a tool for analyzing nuclear fuel cycle futures,» *Nuclear Technology*, n°1172.2, pp. 157-178, 2010.
- [57] B. Carlier, *COSAC: A computational code for investigations on nuclear fuel cycles, FLEXIBLE TRANSITION SYSTEM FROM LWR CYCLE TO FBR CYCLE ACTINIDE AND FISSION PRODUCT PARTITIONING AND TRANSMUTATION*. OECD/NEA, 2010.
- [58] S. Massara et al., *TIRELIRE-STRATEGIE: a fuel cycle simulation code for EDF nuclear strategy studies*, 2005.

- [59] B. Mouginot, B. Leniau, N. Thiollière, M. Ernoult, S. David et al., *Core library for advanced scenario simulation, C.L.A.S.S.: principle & application*, International Conference “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future” (PHYSOR 2014), Sep 2014, Kyoto, Japan.
- [60] J. Ruggieri, J. Tommasi, J. Lebrat, C. Suteau, D. Plisson-Rieunier, G. Rimpault et J. Sublet, *ERANOS 2.1 : International Code System for GEN IV Fast Reactor*, Proceedings of the ICAPP 2006 conference, Reno, Nevada, USA, 2006.
- [61] R. Sanchez, J. Mondot, Z. Stankovski, A. Cossic et I. Zmijarevic, *APOLLO2: a user oriented, portable, modular code for multigroup transport assembly calculations*, Nuclear Science and Engineering, vol.100, p.352-362, 1988.
- [62] G. Ritter, R. Eschbach, R. Girieud et M. Soulard, *CESAR5.3: Isotopic depletion for Research and Testing Reactor decommissioning*, vol. 4, EPJ Nuclear Sci. Technol., vol.4, 2018.
- [63] D. Freynet, *Développement d'une méthodologie pour l'optimisation multicritère de scénarios d'évolution du parc nucléaire*, Mémoire de thèse, Université de Grenoble, 2016.
- [64] C. Chabert-Koralewski, A. Saturnin, G. Krivtchik, G. Martin, M. Tiphine, G. Mathonniere, S. Gabriel, A. Allou, E. Fillastre, F. Giffard et al., *Feasibility of future prospects and transition scenarios for the French fuel cycle*, GLOBAL 2017 - International Nuclear Fuel Cycle Conference, Sep 2017, Seoul, South Korea.
- [65] IAEA, *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments*, supplément du IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), Vienne, Autriche, 2018.
- [66] M. Fisher, «Bien plus qu'une source d'électricité,» *IAEA Bulletin*, Vols. 1 sur 261-3, Septembre 2020.
- [67] CEA, *Les réacteurs à neutrons rapides de 4ème génération à caloporteur gaz - le réacteur expérimental ALLEGRO, les autres filières à neutrons rapides de 4ème génération*, Tome 4 du rapport sur la gestion durable des matières nucléaires, 2012.
- [68] CEA, *La gestion durable des matières radioactives avec les réacteurs de 4ème génération*, Tome 1 du rapport sur la gestion durable des matières nucléaires, 2012.
- [69] G. Martin et C. Coquelet-Pascal, *Symbiotic equilibrium between Sodium Fast Reactors and Pressurized Water Reactors supplied with MOX fuel*, Annals of Nuclear Energy, vol.103, p.356-362, 2017.
- [70] A. Languille et al., *CAPRA core studies - The oxide Reference Option*, Proceedings of the Global 1995 conference, Versailles, France.
- [71] P. Christmann, L. Corbineau, J. Labbé et J. Monthel, «Panorama 2010 du marché du béryllium,» 2010.
- [72] O. Fabbris, *Optimisation multi-physique et multi-critère des coeurs de RNR-Na: application au concept CFV*, Mémoire de thèse, Université de Grenoble, 2014.

- [73] E. Hourcade, F. Jasserand et K. Ammar, «SFR core design: a system driven multi-criteria optimization exercise with TRIAD,» chez *Fast Reactor Conference FR13*, 2013.
- [74] T. Kooyman, P. Sciora et C. Coquelet-Pascal, *Some considerations on the design of a small versatile fast reactor*, Proceedings of the ICAPP 2019 conference, Juan-les-pins, France, 2019.
- [75] M. Tiphine, C. Coquelet-Pascal, G. Krivtchik, R. Eschbach, C. Chabert, B. Carlier, M. Caron-Charles, G. Senentz, L. Van den Durpel, C. Garzenne et F. Laugier, *Simulations of Progressive Potential Scenarios of Pu Multirecycling in SFR and Associated Phase-Out in the French Nuclear Power Fleet*, Proceedings of the Global 2015 conference, Paris, France, 2015.
- [76] G. Krivtchik, *COSI7: the NEw CEA Reference Electro-Nuclear Simulation Tool*, EPJ Web of Conferences (Vol. 247, p. 13001). EDP Sciences., 2021.
- [77] C. Coquelet-Pascal et C. Kieffer, *Validation of Physical Models Used in Scenarios Studies by Coupling COSI with ERANOS Package*, Proceedings of Global, 2011.
- [78] M. Ernoult, X. Doligez, N. Thiollière, A. Zakari-Issoufou, A. Bidaud, S. Bouneau, J. Clavel, F. Courtin, S. David et A. Somaini, «Global and flexible models for Sodium-cooled Fast Reactors in fuel cycle simulations,» *Annals of Nuclear Energy*, n°1128, pp. 69-76, 2019.
- [79] Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems, «Benchmark for Neutronic Analysis of Sodium-cooled Fast Reactor Cores with Various Fuel Types and Core Sizes Expert Group on Reactor Physics and Advanced Nuclear Systems,» OECD NEA/NSC/R(2015)9, 2016.
- [80] J.-B. Blanchard, G. Damblin, J.-M. Martinez, G. Arnaud et F. Gaudier, *The URANIE platform: an open-source software for optimisation, meta-modelling and uncertainty analysis*, vol. 5, EPJ Nuclear Sci. Technol, vol.5, p.4, 2019, p. 4.
- [81] K. Ammar, *Conception multi-physique et multi-objectif des coeurs de RNR-Na hétérogènes: développement d'une méthode d'optimisation sous incertitudes*, Mémoire de thèse, Université Paris-Sud 11, 2014.
- [82] CEA, *Les réacteurs à neutrons rapides de 4e génération à caloporteur sodium - le démonstrateur technologique ASTRID*, Tome 3 du rapport sur la gestion durable des matières nucléaires, 2012.
- [83] L. Buiron, *Low Void Effect (CFV) Core Concept Flexibility: from Self-breeder to Burner Core*, Proceedings of the ICAPP 2015 conference, Nice, France, 2015.
- [84] T. Kooyman, P. Sciora et C. Coquelet-Pascal, *Additional considerations on the design of small modular sodium-cooled fast reactor*, Proceedings of the ICAPP 2020 conference, Abou Dabi, Emirats Arabes Unis, 2020.
- [85] A. Koning, R. Forrest, M. Kellett, R. Mills, H. Henriksson et Y. Rugama, «JEFF Report 21: The JEFF-3.1 Nuclear Data Library,» 2006.
- [86] C. Laguerre, K. Tirel, T. Kooyman, C. Coquelet-Pascal et E. Merle, *Compatibility between Safety Requirements and Fuel Cycle : the Case of a Small CADOR Core*, Fast Reactor Conference FR22, IAEA, 2022 (en cours de relecture).

- [87] K. Tirel, T. Kooyman, C. Coquelet-Pascal et E. Merle, «Possibility to stabilize plutonium inventory in a sodium-cooled small modular reactors – Pressurized water reactors fleet,» *Annals of Nuclear Energy*, vol. 146, 2020.
- [88] G. Rimpault, *Physics documentation of ERANOS - The ECCO cell code*, Cadarache, 1997.
- [89] M. D. McKay, R. J. Beckman et W. J. Conover, «A Comparison of Three Methods for Selecting Values of Input Variables in the Analysis of Output from a Computer Code,» *Technometrics*, vol. 42, n°11, pp. 55-61, 2000.
- [90] P. Virtanen, R. Gommers, T. E. Oliphant, M. Haberland, T. Reddy, D. Cournapeau, E. Burovski, P. Peterson, W. Weckesser, J. Bright, S. J. v. d. Walt, M. Brett, J. Wilson, K. J. Millman, N. Mayorov, A. R. J. Nelson, E. Jones, R. Kern, E. Larson, C. Carey, I. Polat, Y. Feng, E. W. Moore, J. VanderPlas, D. Laxalde, J. Perktold, R. Cimrman, I. Henriksen, E. Quintero, C. R. Harris, A. M. Archibald, A. H. Ribeiro, F. Pedregosa, P. van Mulbregt et SciPy 1.0 Contributors, «SciPy 1.0: Fundamental Algorithms for Scientific Computing in Python,» *Nature Methods*, vol. 17, pp. 261-272, 2020.
- [91] N. Stauff, M. Driscoll, B. Forget et P. Hejzlar, *Resolution of Proliferation Issues for a Sodium Fast Reactor Blanket*, *Nuclear Technology*, vol.170, n°3, p.371-382, 2010.
- [92] OECD - Nuclear Energy Agency (NEA), «Java-based Nuclear Data Information System (JANIS),» 2020.
- [93] *Loi n°91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs*, 1991.
- [94] *Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs*, 2006.
- [95] B. Mignacca et G. Locatelli, «Economics and finance of Small Modular Reactor: A systematic review and research agenda,» *Renewable and Sustainable Energy Reviews*, vol. 118, 2020.
- [96] G. Martin, *Study of mixed fleet of breeder SFR and EPR supplied with LEU and MOX fuels to balance the plutonium inventory*, Proceedings of the ICAPP 2018 conference, Charlotte, North Carolina, USA, 2018.
- [97] G. Martin, M. Tiphine et C. Coquelet-Pascal, *French transition scenarios toward a symbiotic nuclear fleet*, Proceedings of the ICAPP 2016 conference, San Francisco, California, USA, 2016.
- [98] N. Thiollière, J.-B. Clavel, F. Courtin, X. Doligez, M. Ernoult, Z. Issoufou, G. Krivtchik, B. Leniau, B. Mougnot, A. Bidaud, S. David, V. Lebrin, C. Perigois, Y. Richet et A. Somaini, «A methodology for performing sensitivity analysis in dynamic fuel cycle simulation studies applied to a PWR fleet simulated with the CLASS tool,» *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, vol. 4, n°113, 2018.
- [99] ANDRA, *Inventaire national des matières et déchets radioactifs*, Rapport de synthèse, 2020.





# Annexe : publications et travail d'encadrement

*Le but de cette annexe est de présenter brièvement les publications réalisées au cours de mes trois ans de thèse, ainsi que de présenter le travail réalisé par Camille Laguerre durant son stage de fin d'étude que j'ai eu la chance d'encadrer*

- Participation à l'encadrement d'un stage ingénieur de 6 mois

Camille Laguerre de l'IMT Atlantique a réalisé son stage de fin d'étude en 2020 sous la supervision de Timothée Kooyman et de moi-même. Son sujet était centré sur le concept CADOR utilisé pour un cœur de 400 MWth. Après une phase d'étude de neutronique réalisée à la fois avec Serpent et ERANOS, Camille a réalisé des calculs de parc à l'équilibre afin de vérifier s'il était possible de stabiliser l'inventaire en plutonium dans un parc mixte composé de REP UOX, de REP MOX et d'AMR CADOR. Ses résultats ont pu être comparés aux résultats obtenus précédemment pour le cas du New Astrid, résultats qui avaient fait l'objet d'un article en revue présenté ci-après. En raison de sa faible puissance volumique et de son gain de régénération plus dégradé que celui du New Astrid, le petit cœur CADOR permet de stabiliser l'inventaire en plutonium, mais avec une fraction en puissance installée supérieure. La sûreté additionnelle du cœur CADOR viendrait donc au prix d'un plus grand nombre de réacteurs à déployer pour assurer le même service qu'un AMR de type New ASTRID.

- Publications en revue :

K. Tirel, T. Kooyman, C. Coquelet-Pascal et E. Merle, «Possibility to stabilize plutonium inventory in a sodium-cooled small modular reactors – Pressurized water reactors fleet,» *Annals of Nuclear Energy*, vol. 146, 2020

Les petits cœurs modulaires suscitent beaucoup d'intérêt à l'heure actuelle : ils seraient plus compétitifs que les cœurs de grande puissance, pourraient être produits à la chaîne et déployer en un temps réduit, présenteraient une sûreté accrue du fait de leur petite puissance... En revanche, aucune donnée concernant leur impact sur les flux de matière dans un parc n'est disponible. L'objectif de cet article est de démontrer la possibilité de stabiliser l'inventaire en plutonium dans un parc mixte REP – AMR, et ainsi profiter à la fois des avantages des petits cœurs modulaires et des réacteurs à neutrons rapides. Pour ce faire, le cœur de New Astrid a été utilisé comme cœur AMR de référence et différentes stratégies de retraitement ont été testées. On conclut qu'il est effectivement possible de stabiliser l'inventaire en plutonium dans un parc constitué de REP UOX, de REP MOX et d'AMR. La fraction d'AMR dans le parc est alors d'autant plus basse que la stratégie de retraitement est complexe.

K. Tirel, T. Kooyman, C. Coquelet-Pascal et E. Merle, «Coupling reactor design and scenario calculations: a promising methodology for scenario optimization,» *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, 2022

Cet article présente la démarche mise en place lors de ma thèse ainsi que des premiers résultats mettant en évidence l'intérêt du couplage entre conception de cœurs de réacteurs et les études de scénarios. Il constitue une synthèse des chapitres III, IV et V du présent manuscrit. A noter que ce manuscrit contient plus de détails et des résultats plus aboutis que l'article mentionné.

- Publications en conférence

K. Tirel, T. Kooyman, C. Coquelet-Pascal et E. Merle, *Assessing Advanced Modular Sodium-Cooled Fast Reactors characteristics for fuel cycle closure in a PWR-AMR symbiotic fleet*, ENYGF, 2021, Tarragone, Espagne

Cette étude est en quelque sorte un prolongement du premier article présenté dans cette annexe. A l'aide des modèles flexibles présentés dans ce manuscrit, les cœurs d'AMR permettant de fermer le cycle dans un parc symbiotique REP MOX – AMR ont été déterminés. Une analyse sur les performances des parcs obtenus en fonction des caractéristiques de l'AMR est menée. En particulier, il apparaît que la puissance installée d'AMR de 400 MWth est deux fois plus importantes que dans le cas d'un RNR de 3600 MWth. Pour des cœurs plus petits, le ratio augmente.

C. Laguerre, K. Tirel, T. Kooyman, C. Coquelet-Pascal et E. Merle, *Compatibility between safety requirements and fuel cycle: the case of a small CADOR core*, conference GLOBAL, 2022, Reims, France (article soumis, en attente d'acceptation)

Cette étude fait suite aux résultats obtenus par Camille Laguerre au cours de son stage. Après avoir constaté qu'il était possible de stabiliser l'inventaire en plutonium avec un parc constitué de REP UOX, REP MOX et AMR CADOR, des calculs ont été menés pour déterminer l'intérêt de déployer un nombre réduit d'AMR CADOR lors du renouvellement du parc français actuel. En effet, du fait de la faible puissance volumique du concept CADOR, un AMR CADOR doit être chargé avec une masse importante de plutonium, comparé à un AMR de type New Astrid. Dans le cas d'un parc précédent un parc 100% RNR, le déploiement d'une dizaine d'unités CADOR permet de commencer à recycler le plutonium des combustibles usés REP MOX et des plus anciens REP UOX. Ce faisant, la capacité d'entreposage nécessaire diminue dans la mesure où la teneur en plutonium est plus élevée dans un combustible d'AMR CADOR que dans un combustible de REP. Cette augmentation de la teneur en plutonium permet au moment du déploiement du parc 100% RNR d'alléger les contraintes sur les capacités de l'usine de retraitement finale, limitant ainsi un surdimensionnement des usines du cycle.