



**HAL**  
open science

# Modélisation des systèmes nucléaires électrogènes pour l'étude des futurs possibles de l'énergie nucléaire

Xavier Doligez

► **To cite this version:**

Xavier Doligez. Modélisation des systèmes nucléaires électrogènes pour l'étude des futurs possibles de l'énergie nucléaire. Physique Nucléaire Théorique [nucl-th]. Université Paris Saclay, 2021. <tel-03336705>

**HAL Id: tel-03336705**

**<https://theses.hal.science/tel-03336705v1>**

Submitted on 7 Sep 2021

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

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



HAL Authorization

Modélisation des systèmes  
nucléaires électrogènes pour  
l'étude des futurs possibles de  
l'énergie nucléaire

Habilitation à diriger des recherches  
de l'Université Paris-Saclay

présentée et soutenue à IJC-Lab, le 09/06/2021, par

**Xavier DOLIGEZ**

**Composition du jury**

<b>Annick Billebaud</b> LPSC Grenoble	Rapportrice
<b>Benoit Forget</b> MIT / Department of Nuclear Science & Engineering	Rapporteur
<b>Guillaume Martin</b> CEA Cadarache / LE2C	Rapporteur
<b>Fadi Ibrahim</b> IJC-lab	Examineur
<b>Eric Dumonteil</b> CEA Saclay / DPhN	Examineur
<b>Fausto Malvagi</b> IRSN / LN	Examineur



Mémoire d'Habilitation à Diriger les Recherches

Modélisation des systèmes nucléaires électrogènes pour l'étude  
des futurs possibles de l'énergie nucléaire

Xavier Doligez

Soutenance le 9 juin 2021 à IJC-lab Orsay

---

## Résumé

L'évolution de la place du nucléaire au sein des systèmes de production électrique français, européen et mondial justifie un exercice de prospective basé sur de solides simulations de scénarios possibles pour le futur de l'énergie nucléaire. La difficulté de ces simulations provient de la modélisation du recyclage des matières. En effet la composition initiale pour chaque chargement de réacteur dépend des compositions des stocks de matières disponibles à recycler, qui sont inconnues a priori puisque ce sont des résultats de calculs. Le comportement sous irradiation de ces combustibles dépend également de la composition initiale. Un code de cycle performant, capable de simuler des scénarios mettant en oeuvre le recyclage des combustibles usés, doit alors intégrer ces spécificités pour espérer produire des résultats quantitatifs, et c'est ce qui a été fait dans le code CLASS développé au CNRS/IN2P3 depuis 2012.

Ce mémoire propose alors une réflexion autour des modélisations de réacteurs, intégrées dans les codes de cycle et plus particulièrement dans CLASS. Une compréhension poussée des méthodes numériques utilisées pour la résolution de l'équation de Boltzmann nous permet alors de quantifier les biais engendrés à cette étape. Celle-ci reste le dénominateur commun de toutes les études de physique des réacteurs. La propagation de ces biais en évolution est ainsi quantifiée et les erreurs résultantes sont comparées aux incertitudes induites par les données nucléaires. Il apparaît que l'échelle du coeur doit être prise en compte dans les calculs d'évolution, autant pour les réacteurs thermiques que pour les rapides.

Pour ces derniers, les méthodes Monte-Carlo sont suffisamment robustes pour réaliser un calcul avec la résolution du transport sur le coeur complet. Un modèle permettant de prendre en compte l'hétérogénéité forte des derniers concepts à faible coefficient de vidange a été implémenté dans CLASS en prenant comme critère de fabrication du combustible la répartition spatiale de la puissance en plus de la réactivité. Pour les réacteurs thermiques comme les REP par exemple, l'exercice est plus complexe puisqu'il est nécessaire d'utiliser une modélisation en deux étapes : le calcul transport sur une cellule de petite taille pour calculer des grandeurs macroscopiques qui permettent la résolution de l'équation de la diffusion sur un coeur complet. Un couplage entre le code de coeur DONJON5 et CLASS a été réalisé et a permis de quantifier les biais de modélisation des réacteurs à l'échelle d'un calcul de scénario.

Finalement, l'ensemble de ces développements nous a permis de réaliser des études de physique du cycle, axées sur la question du statut du plutonium lié à l'incertitude forte sur l'évolution du nucléaire au niveau mondial. Les scénarios proposés par la filière nucléaire française sont analysés. Un regard nouveau est porté sur le statut des paramètres de calculs qui pouvaient être traités historiquement comme des hypothèses mais qui sont maintenant vus comme des résultats. Les travaux interdisciplinaires sur les scénarios nous ont permis de développer les concepts de robustesse et de résilience ainsi que les méthodes d'analyse adéquates. La continuité de ces travaux nous amène à développer un programme de recherche multi-échelle et interdisciplinaire. A l'échelle du réacteur, la question de la modélisation des interfaces, axiale et radiale, mérite des efforts spécifiques pour, non seulement comprendre la neutronique en oeuvre dans ces cas, mais aussi pour proposer des méthodes numériques reproduisant ces effets. La modélisation de la fabrication des combustibles innovants demande d'investir la problématique des plans de chargement et nous imaginons qu'un recours aux méthodes issues du *machine learning* pourrait être utile pour envisager des optimisations multi-critères et multi-physiques sous contraintes. A l'échelle des scénarios, la problématique du plutonium, dans un contexte d'incertitudes profondes où le système à modéliser n'est même pas connu, justifie de nouvelles analyses pour explorer les questions de résilience des parcs et de robustesses des stratégies mises en oeuvre.

## Remerciements

Et voilà... Après corrections et ultime relecture (qui malheureusement ne suffira pas pour venir à bout des dernières typo), il est temps d'attaquer le *gros* morceau de ce manuscrit (et ce, avant la publication en ligne, je ne me ferai pas avoir deux fois...).

Le temps écoulé depuis ma soutenance est un indicateur des ajouts que j'ai pu faire grâce aux remarques très pertinentes de mon jury. Un grand merci, à mes rapporteurs (Annick Billebaud, Guillaume Martin et Benoit Forget) pour l'évaluation de ce rapport, et à mes examinateurs (Eric Dumonteil, Fausto Malvagi et Fadi Ibrahim) pour le temps qu'ils m'ont consacré, à leurs lectures (très) attentives, et à la discussion (très) enrichissante que nous avons eu pendant la soutenance. Je suis très honoré que vous ayez pris le temps de commenter mes travaux et leurs objectifs.

*Mes* travaux... Euh, comment dire... Voir cette habilitation comme une mesure du chemin parcouru depuis ma thèse serait réducteur et surtout injuste. Je préfère penser ce manuscrit comme une matérialisation des différentes rencontres et discussions scientifiques qui ont façonnées mon approche de la recherche et de l'enseignement et sans qui je ne serai pas en train d'écrire ces lignes. Je souhaite le dire simplement, sans pudeur : sans ces rencontres qui ont constitué le terreau fertile de mon évolution, il n'y aurait pas eu d'habilitation. En d'autres termes, je ne suis pas là par hasard et ce manuscrit, ce n'est pas grâce à moi... Voilà ! Depuis le début de ma carrière j'ai eu la chance d'être *vraiment* très bien entouré et ces quelques lignes permettront peut-être de rendre à César ce qui appartient à César (ou, en tous cas d'essayer...).

Tout d'abord, je ne serai pas là sans ceux qui m'ont donné une chance au début de l'aventure, sans ceux qui ont été chercher les financements de post-docs pour que, moi, je puisse me faire plaisir à faire de la science sans trop me soucier de ces problématiques pragmatiques que je découvrirai plus tard. Un grand merci à Sylvain, Charles-Olivier et Annick (dans l'ordre chronologique...) pour ça.

Je ne serai pas non plus là sans ceux qui m'ont accueilli au sein du groupe PACS à l'IPNO et qui m'ont simplement *tout* appris. Sylvain et Sandra, grâce à vous, j'ai appris à raisonner, à écrire et à parler. Tout simplement... Vous m'avez accompagné lors de mes premières grosses présentations, lors de la rédaction de mes premières réponses aux appels à projets ou lors de diverses réunions à enjeux. Vous m'avez appris la puissance d'une règle de trois et la beauté d'un raisonnement simple qui peut s'avérer extrêmement complexe. Vous m'avez inculqué l'intégrité et l'honnêteté dans la recherche et la rigueur dans l'enseignement... Il me reste du chemin avant d'arriver au sommet de la montagne mais je sais que je suis parti sur de bonnes bases. La force de PACS, c'est sa diversité. Merci à Laurent et Laurent mais aussi Diego et Thomas pour leur connaissance et leur savoir sur les données nucléaires, spécifiquement sur la fission. Merci surtout à Claire et Mélody, pour leur présence, pour les idées partagées et surtout pour leur patience à m'expliquer 100 fois les concepts de bases de spéciation que mon cerveau refuse de comprendre (*bah quoi... mets des phosphates ça fera tampon...*). Vous êtes ma caution chimie et vous m'apportez une ouverture fondamentale pour la thématique : grâce à vous j'essaie d'éviter *le syndrome du physicien*. Merci pour votre soutien sans faille quand ça devient difficile. Merci aussi de ne pas céder à la facilité et de ne pas oublier ce qui compte. Une attention particulière à Marc Ernoult avec qui je travaille étroitement depuis son arrivée dans le groupe. Merci à toi pour avoir repris la responsabilité du groupe et d'assurer la relève. Grâce à vous tous, grâce à cette approche interdisciplinaire dont on a tant vanté les mérites, j'arriverai presque à faire illusion.

Je n'oublie évidemment pas les collègues extérieurs à Orsay, mais qui m'ont tout autant apporté grâce à leur présence à mes côtés depuis tous ce temps. Reconnaissance absolue à Nicolas

T. de Nantes sans qui *rien* n'aurait été possible. Sans toi, pas de CLASS (ou pas comme ça), pas de GSA (ou pas comme ça), pas d'approche interdisciplinaire (ou pas comme ça... on a compris), pas de collaboration avec le CEA, pas de Madison et de TwoFCS... et j'en oublie. Tout aussi important mais moins quantifiable, merci pour l'ensemble des valeurs professionnelles que tu incarnes et que tu m'as en partie transmises (et que j'essaye d'appliquer).

A Grenoble, je dois particulièrement remercier Olivier M., Alexis N., Adrien B., Annick B., Grégoire K., Pablo R., Véronique G., Nicolas C. et Christophe S. Sans vous, pas de SMURE, pas de diffusion, pas d'incertitudes, pas de GUINEVERE, pas de SWATH et pas d'ILL... *J'en oublie encore, j'en suis sur...* . Vous aussi, vous m'avez tout appris... C'est parce que j'ai grandi à vos côtés que j'ai voulu faire ce métier (true story). Vous êtes responsables de sections entières de ce manuscrit. Merci spécifiquement à Alexis, Olivier et Adrien qui ont pris le temps de m'expliquer ce que je n'avais toujours pas bien compris (bien que j'aurai dû maîtriser ces concepts depuis mon M2), et qui m'ont permis d'éviter des âneries sans nom.

Mes pensées vont également vers Strasbourg et Caen, avec qui j'ai eu la chance de travailler (un peu... pas assez, mais on ne peut malheureusement pas tout faire...). Merci à Maëlle et Philippe pour les discussions et les échanges que l'on a pu avoir pendant la thèse d'Elliot. Merci également à Jean-Luc, Nathalie, François-René et Gregory. Chaque rencontre avec vous est un double plaisir : scientifique et humain.

Tous les collègues proches qui ont participé à ces travaux ne sont pas nécessairement à l'IN2P3. Je dois remercier très chaleureusement Guillaume K. et Fanny C. du CEA pour leur étroite collaboration avec le CNRS depuis le début de CLASS. Notre progression et notre avancement n'aurait pas été les mêmes sans nos échanges et discussions. Les bases construites ensemble sont solides et nous laisse espérer de belles choses dans un futur proche. Merci également à Lionel L. et Stéphanie T. pour leurs apports respectifs en économie et en sociologie, indispensable dès que l'on souhaite discuter du futur de l'énergie nucléaire.

Mes derniers mots iront à tous ceux qui me donnent l'envie de continuer, à ceux sans qui la motivation ne serait probablement plus là. Merci à tous mes étudiants au sens large, à ceux qui m'ont subi, en cours ou dans un bureau pour leur stage, leur thèse ou leur post-doc. Ne vous y trompez pas, vous avez été mon moteur pendant ces années... Un merci spécifique à Alice, Léa, Zak, Martin et Maxime avec qui nous avons passé pas mal de temps et de stress ensemble. Cette HDR, je vous la dois. Sincèrement. C'est votre capacité à ne rien lâcher et à aller au bout de vous même, votre honnêteté scientifique, même à j-1 du dépôt du manuscrit, et votre refus de s'arranger avec la physique qui a rendu ces travaux aussi précieux. J'espère que vous êtes fiers de ce que vous avez réussi à faire, parce que, moi, je le suis.

# Table des matières

<b>Introduction</b>	<b>7</b>
<b>1 Modélisation de l'irradiation du combustible</b>	<b>11</b>
1.1 Equation du transport des neutrons, méthodes de résolution et erreurs . . . . .	12
1.1.1 Equation du transport . . . . .	13
1.1.2 Méthodes de résolution : le nécessaire recours à la diffusion pour les réac- teurs thermiques . . . . .	15
1.1.3 Calcul du coefficient de diffusion en Monte-Carlo . . . . .	19
1.1.4 Correction du Buckling et modèles de fuites . . . . .	24
1.2 L'évolution du combustible . . . . .	26
1.2.1 Généralités, et biais dans le calcul assemblage . . . . .	27
1.2.2 Prise en compte de la physique à l'échelle du coeur . . . . .	31
1.3 Les incertitudes induites par les données nucléaires . . . . .	38
1.3.1 Incertitude sur les calculs de criticité . . . . .	39
1.3.2 Incertitudes en évolution . . . . .	42
1.4 Ce qu'on pourra retenir sur la modélisation des réacteurs en évolution . . . . .	45
<b>2 Irradiation en réacteur dans le code CLASS</b>	<b>47</b>
2.1 La modélisation physique des réacteurs dans les codes de scénarios : présentation du code CLASS . . . . .	48
2.1.1 Présentation du code CLASS . . . . .	49
2.1.2 Le modèle de chargement du combustible . . . . .	50
2.1.3 Le modèle d'irradiation . . . . .	51
2.1.4 L'exemple des combustibles REP MOX-Am . . . . .	51
2.2 La prise en compte de l'échelle coeur pour les réacteurs thermiques . . . . .	54
2.2.1 Construction du modèle et performance du modèle . . . . .	55
2.2.2 Performance de cette nouvelle modélisation comparée à celle des réseaux de neurones . . . . .	59
2.2.3 Application à un scénario "école" . . . . .	64
2.3 La modélisation des réacteurs à neutrons rapides hétérogènes de type ASTRID . . . . .	66
2.3.1 Les particularités d'ASTRID . . . . .	66
2.3.2 Le modèle de chargement . . . . .	68
2.3.3 Le modèle d'irradiation . . . . .	72
2.4 Ce qu'on pourra retenir sur la modélisation des réacteurs pour les études de cycle	73

<b>3</b>	<b>La problématique des nucléaires du futur : quelles questions ? quelles réponses ?</b>	<b>75</b>
3.1	Le statut du plutonium : un pari à 50 ans d'échéance . . . . .	76
3.1.1	Radiotoxicité . . . . .	77
3.1.2	La valorisation du Pu dans les réacteurs rapides . . . . .	79
3.2	Etude des stratégies d'attente . . . . .	83
3.2.1	Stabilisation avec la technologie des REP actuels . . . . .	83
3.2.2	Les RNR à faible coefficient de vidange pour une gestion optimisée du plutonium . . . . .	90
3.3	Flexibilité, robustesses et résilience dans les scénarios . . . . .	94
3.3.1	Vers la définition de parcs fiables : robustesse des études de cycle . . . . .	95
3.3.2	Résilience et flexibilité : conséquence d'un changement de stratégie . . . . .	99
3.4	Ce qu'on pourra retenir sur les scénarios nucléaires . . . . .	102
<b>4</b>	<b>Prospectives de recherche : vers une ouverture interdisciplinaire</b>	<b>105</b>
4.1	Sur les questions de modélisation des réacteurs . . . . .	107
4.1.1	Remontée de flux axial aux extrémités de colonne fissile . . . . .	108
4.1.2	Réacteurs hétérogènes : plans de chargement et construction du combustible	110
4.1.3	Vers la construction d'une bibliothèque de modèles numériques pour le CNRS/IN2P3 . . . . .	115
4.2	Sur les questions des scénarios . . . . .	116
4.2.1	Gestion du plutonium, déchets et transmutation . . . . .	116
4.2.2	Flexibilité du parc, engagement des décisions . . . . .	120
4.3	L'intérêt d'une approche interdisciplinaire . . . . .	121
4.3.1	A propos du rôle et usage des scénarios nucléaires . . . . .	121
4.3.2	L'apport de l'économie dans les questions d'arbitrage temporels . . . . .	122
	<b>Conclusions générales</b>	<b>124</b>
	<b>Bibliographie</b>	<b>128</b>
	<b>Annexe : CV</b>	<b>134</b>

# Introduction

La rédaction d'un manuscrit pour l'*habilitation à diriger les recherches* est un exercice apparemment personnel, pour lequel il ne semble pas y avoir de règles fermes. En effet, après avoir cherché l'inspiration dans les rapports de mes collègues, je dois conclure qu'il y a autant de formes d'HDR que de chercheurs. Les textes officiels indiquent que l'HDR "sanctionne la reconnaissance du haut niveau scientifique du candidat, du caractère original de sa démarche dans un domaine de la science, de son aptitude à maîtriser une stratégie de recherche dans un domaine scientifique ou technologique suffisamment large et de sa capacité à encadrer de jeunes chercheurs". J'ai donc choisi de présenter ici l'ensemble de mes travaux portant sur la simulation de l'évolution des combustibles de réacteurs nucléaires pour les études de scénarios (la majeure partie de ma production scientifique depuis ma thèse) et de l'organiser en espérant faire ressortir la cohérence globale du projet de recherche à long terme.

Dès ces premières lignes, il m'est impossible de ne pas préciser que l'ensemble de ces travaux a été réalisé en étroite collaboration avec des collègues du CNRS qui partagent cette vision. Dans ce manuscrit, je m'efforce de préciser clairement mon implication et mes contributions (et surtout celles de mes collègues), mais mon travail doit être remis dans le contexte d'un objectif plus global, produit par une véritable équipe de recherche distribuée dans les laboratoires de l'IN2P3.

L'implication de l'IN2P3 dans les recherches sur l'énergie nucléaire et plus particulièrement de la simulation des réacteurs a débuté vers 1995, à la suite de la loi de Bataille [Fra91], tout d'abord sur la physique des ADS, les données nucléaires puis l'étude des réacteurs à sels fondus en cycle thorium. Ces débuts ont permis d'une part, de développer des outils numériques performants pour la physique des réacteurs afin de monter en compétences et d'autre part, de construire un positionnement spécifique : la physique pour alimenter la R&D internationale mais aussi pour nourrir les débats sociétaux nationaux sur l'énergie nucléaire, et améliorer les formations dans l'enseignement supérieur et ce à tous les niveaux du cycle universitaire.

C'est dans ce contexte que mes travaux s'insèrent. L'objectif est simple : comprendre le comportement des neutrons dans un milieu critique pour modéliser efficacement les évolutions des combustibles en réacteur afin d'étudier les options possibles pour le nucléaire du futur. Cette approche multi-échelle, depuis l'assemblage combustible jusqu'au parc complet, semble nécessaire pour maîtriser l'ensemble des incertitudes induites par les données physiques mais aussi et surtout par les biais de modélisation à chacune des étapes de simulation des scénarios.

Le premier chapitre rappelle les difficultés de la résolution de l'équation du transport (ou équation de Boltzmann) qui régit le comportement des neutrons en fonction de l'espace, de leur énergie et du temps. Cette équation permet de calculer l'ensemble des taux de réactions qui permettent à la fois d'estimer les dégagements de chaleur mais aussi l'évolution des matières soumises à un flux de neutrons. Il faut noter que l'IN2P3 ne s'est jamais positionné sur le développement de *solveur* de l'équation du transport préférant utiliser des codes numériques éprouvés, les couplant à d'autres modules numériques (à l'image de l'outil SMURE [Mé21])

par exemple) pour réaliser des études de physique. Cela-dit, la pertinence des calculs couplés dépendant de la qualité de la résolution du transport, il est nécessaire d’explorer les possibilités et les limitations des différentes méthodes numériques utilisées.

Ainsi, ce chapitre est découpé en trois parties. La première rappelle les grandes méthodes de résolution ainsi que leur limitation, nous permettant d’identifier les points d’attention dans les calculs de neutronique indispensables à toutes études de physique des réacteurs. La seconde est dédiée à l’évolution du combustible, spécifiquement axée sur l’importance de l’échelle du coeur sur la précision des calculs. Enfin la troisième section concerne les incertitudes induites par les données nucléaires qui sont replacées dans la perspective des autres sources d’incertitudes identifiées dans les deux sections précédentes.

La simulation d’évolution du combustible permet d’étudier certaines options pour le nucléaire du futur. Il est alors possible de quantifier par exemple la quantité de déchets produite ou la consommation d’uranium par réacteur et donc par unité d’énergie électrique produite. C’est sur la base de ces réflexions au niveau des réacteurs que les premiers travaux sur les scénarios ont vu le jour au CNRS. Cependant cette approche, bien que très éclairante, reste limitée à l’étude statique des parcs nucléaires. Il s’agit en effet d’identifier les configurations dites à l’équilibre qui sont définies par un comportement du système constant au cours du temps (les chargements des réacteurs sont toujours les mêmes, les compositions de déchargement également).

Pour étudier les transitions dans le parc nucléaire comme le passage à la prochaine génération de réacteur, ou la mise en place du multi-recyclage du plutonium dans les MOX par exemple, il est nécessaire d’appréhender la dynamique du système complet et les simulations à l’échelle du réacteur ne sont pas suffisantes. Le code CLASS [MLT<sup>+</sup>14] a été développé dans ce but à Nantes (laboratoire Subatech) sous la direction de Nicolas Thiollière. Dès les premières lignes de codes, nous avons souhaité intégrer nos connaissances sur l’évolution des matières sous flux de neutrons via des modélisations précises pour la fabrication et l’irradiation des combustibles en réacteur pour calculer respectivement les compositions au chargement et au déchargement.

La présentation de ces modélisations fait l’objet du chapitre 2. Après une présentation du fonctionnement de CLASS et des modèles construits à partir d’évolutions d’assemblages simplifiées, nous développons la méthodologie de couplage entre un code de coeur (le code DONJON5 [HS10]) et le code CLASS [MLT<sup>+</sup>14]. Ce couplage nous permet alors de quantifier la propagation des biais de modélisation lorsque la physique à l’échelle du coeur est omise. La dernière partie de ce chapitre est dédiée à la modélisation d’un coeur à neutrons rapide caloporté au sodium à faible coefficient de vidange à l’image du réacteur ASTRID. Là aussi une modélisation du coeur complet est nécessaire pour garder la spécificité des propriétés physiques de ces réacteurs dans les études de cycle. En effet, la forte hétérogénéité du coeur qui permet un faible coefficient de vidange doit être conservée pour l’étude des flux de matières dans le parc. Cette modélisation a été réalisé avec le code MCNP6 [Gt13].

La troisième partie de ce manuscrit concerne l’étude des scénarios nucléaires avec ce code CLASS. La question du statut du plutonium ainsi que ses conséquences sont tout d’abord rappelées, ce qui nous permet de déduire que les scénarios actuels (ceux d’avant 2019, avant l’abandon du projet ASTRID, comme ceux d’aujourd’hui) peuvent s’interpréter comme des stratégies d’attente qui permettent de garder un certain nombre d’options ouvertes après 2050. Nous présentons alors trois différents axes basés sur des philosophies différentes. La première est axée sur la problématique de la transmutation et étudie la possibilité de mono-recycler l’américium conjointement avec le plutonium. La seconde est l’analyse des scénarios de référence mettant en oeuvre le multi-recyclage du plutonium dans les REP en vue de le stabiliser en cycle et de reprendre le plutonium contenu dans les combustibles MOX usés. Enfin la dernière option étudiée est celle de la potentialité des réacteurs à neutrons rapides pour une gestion dynamique

du plutonium en cycle.

L'ensemble de ces études est construit à partir de paramètres fixés en début de simulation qui ne peuvent pas s'adapter au fur et à mesure de l'avancement du calcul. Cette approche a l'avantage de faciliter les analyses du physicien, mais ne permet pas d'étudier les évolutions des contraintes ou des objectifs au cours du temps. Il est également impossible d'étudier le caractère flexible d'une stratégie, pas plus que les constantes de temps associées à des ajustements de paramètres durant la simulation. Pourtant, c'est justement ces questions sur la résilience des parcs et la robustesse des stratégies adoptées (concepts définis dans la suite de ce document) qui mobilisent une partie de nos efforts aujourd'hui. Ces réflexions, issues d'une collaboration avec Stéphanie Tillement de l'Institut Mines-Télécom Atlantique, amènent à repenser notre approche du temps dans les études de cycle et la dernière partie de ce chapitre 3 présente les derniers développements concernant la prise en compte de la temporalité dans la modélisation des choix stratégiques pour le nucléaire du futur.

Enfin, le dernier chapitre, celui qui pourrait peut être à lui seul justifier l'existence de ce manuscrit, est consacré aux prospectives de recherche qui sont construites dans la continuité de notre positionnement scientifique à l'interface entre la neutronique et les scénarios nucléaires.

Ainsi, une première partie touche aux avancées de modélisation possibles pour les REP, notamment pour la physique à l'échelle du coeur. Il s'agit alors d'aller raffiner la modélisation neutronique à l'interface entre le coeur et le réflecteur pour mieux prendre en compte la distribution spatiale de la nappe de puissance. De cette manière, le taux de combustion (ou burn-up) de chaque assemblage sera proprement pris en compte, et il sera alors possible d'envisager une description à l'échelle de l'assemblage dans les calculs de cycle.

Cette modélisation des interfaces est aujourd'hui un problème qui met en défaut les schémas de calculs industriels et cette action pourrait être valorisée pour identifier les options des schémas de calculs qui améliorent la prédictibilité des simulations. Il faut se rappeler qu'à l'heure actuelle nous n'avons pas l'ambition de développer des codes de neutroniques avancés, mais plutôt d'utiliser ces codes et les différents solveurs de l'équation du transport de manière innovante pour améliorer la précision des calculs.

Concernant les études de cycle, outre le développement de CLASS et l'intégration de nouvelles observables d'intérêt (amont du cycle et exutoire des déchets notamment), les travaux autour de la question du statut du plutonium vont se poursuivre. Les efforts porteront sur la notion d'incertitudes profondes (incertitudes sur le système à simuler et sur les modèles à utiliser) dans les études de cycle et leurs conséquences sur la prise de décision. Les développements récents nous amènent à penser qu'une ouverture interdisciplinaire renforcée, autant vers la sociologie que vers l'économie du nucléaire ou encore vers les scénarios énergétiques globaux, nous permettrait de continuer à progresser et cultiverait la spécificité de nos travaux. Plusieurs actions sont initiées en ce sens à Nantes et à Orsay qui permettent de remettre en question certaines de nos hypothèses au niveau des scénarios nucléaires, comme par exemple la question de l'évolution des technologies nucléaires qui ne peut être traitée sans une connaissance minimale de l'évolution du mix électrique et énergétique aux niveaux mondial et français.



# Chapitre 1

## Modélisation de l'irradiation du combustible

L'étude des potentialités du nucléaire pour la minimisation de la production de déchets (voire de l'incinération) ainsi que pour la réduction de la consommation des ressources naturelles nécessite de pouvoir simuler l'irradiation des matières dans les réacteurs. Or, contrairement à ce que l'on pourrait penser au vu des nombreuses années de production d'électricité nucléaire au niveau industriel, la modélisation des réacteurs est encore un sujet de recherche en tant que tel. Non seulement les processus fondamentaux comme la physique de la fission ou l'évaluation des sections efficaces sont encore à l'étude aujourd'hui, mais l'une des principales difficultés reste encore la détermination du flux neutronique en fonction des 7 variables qui le décrivent : temps, énergie, position et angle (souvent appelé flux angulaire dans la littérature). En effet, la résolution numérique de l'équation du transport neutronique pour des réacteurs de puissance nécessite un certain nombre d'approximations qui induisent des biais dans nos calculs et que nous étudions dans ce chapitre.

La première partie rappelle tout d'abord l'établissement de l'équation qui régit le comportement du champ neutronique dans l'espace des phases ainsi que les méthodes numériques qui permettent sa résolution. La nécessité de l'approche multi-échelle utilisée pour les réacteurs à neutrons thermiques est rappelée et les approximations dans la résolution de l'équation du transport à l'échelle de l'assemblage et qui peuvent conduire à des biais de modélisation à l'échelle du coeur sont retracées.

La deuxième partie de ce chapitre présente le couplage avec les équations d'évolution du combustible, aussi appelées équations de Bateman. Les simulations d'évolution sont en fait les briques élémentaires des calculs de cycle qui sont présentés dans le chapitre 3. Historiquement, l'IN2P3 a d'ailleurs réalisé ses études de scénarios exclusivement à partir d'évolutions unitaires de réacteurs. Cette partie se concentre sur la propagation des biais de résolution de l'équation du transport aux inventaires au déchargement avec une mise en lumière des contraintes appliquées sur ces évolutions, comme la puissance fixée ou le burn-up maximal atteignable en fin de cycle, qui apportent de nombreuses corrélations aux différentes observables de calculs. Ces biais de modélisation pourront alors être considérés comme des incertitudes à propager dans les calculs du cycle.

Ces biais doivent être comparés aux incertitudes imputables aux données physiques de base, comme les données nucléaires par exemple. Ce travail de propagation des incertitudes des données nucléaires est d'autant plus important que l'IN2P3 est fortement impliqué dans des programmes de mesures de nouvelles données comme les sections efficaces, les rendements de fission ou encore les données de décroissance et souhaite investir très prochainement le domaine

de l'évaluation.

La troisième et dernière partie de ce chapitre est donc consacrée aux méthodes développées pour quantifier les erreurs induites par les données nucléaires.

## Sommaire

---

<b>1.1</b>	<b>Equation du transport des neutrons, méthodes de résolution et erreurs</b>	<b>12</b>
1.1.1	Equation du transport	13
1.1.1.1	Bilan de neutrons	13
1.1.1.2	Criticité d'un système	14
1.1.2	Méthodes de résolution : le nécessaire recours à la diffusion pour les réacteurs thermiques	15
1.1.2.1	Méthodes probabilistes contre déterministes	15
1.1.2.2	Un schéma en deux étapes	16
1.1.2.3	Un minimum à deux groupes d'énergie	17
1.1.3	Calcul du coefficient de diffusion en Monte-Carlo	19
1.1.3.1	Condensation des sections efficaces, condensation des coefficients de diffusion	20
1.1.3.2	Vérification des méthodes de calcul	20
1.1.3.3	Limites de la méthode	22
1.1.4	Correction du Buckling et modèles de fuites	24
1.1.4.1	Considérations générales	24
1.1.4.2	Corrections des fuites	25
<b>1.2</b>	<b>L'évolution du combustible</b>	<b>26</b>
1.2.1	Généralités, et biais dans le calcul assemblage	27
1.2.1.1	L'estimation de la fin de cycle	27
1.2.1.2	Bore et gestion de la réactivité	28
1.2.1.3	Impact de la lame d'eau	30
1.2.2	Prise en compte de la physique à l'échelle du coeur	31
1.2.2.1	Impact des fuites axiales	32
1.2.2.2	Cross-talking entre assemblages	33
1.2.2.3	Assemblages en périphérie	35
1.2.2.4	Remontage sur un coeur complet	36
<b>1.3</b>	<b>Les incertitudes induites par les données nucléaires</b>	<b>38</b>
1.3.1	Incertainitude sur les calculs de criticité	39
1.3.1.1	Calcul des coefficients de sensibilité en Monte-Carlo	39
1.3.1.2	Construction des matrices de covariance avec TENDL	40
1.3.1.3	Application pour l'étude de systèmes innovants	41
1.3.2	Incertainitudes en évolution	42
<b>1.4</b>	<b>Ce qu'on pourra retenir sur la modélisation des réacteurs en évolution</b>	<b>45</b>

---

## 1.1 Equation du transport des neutrons, méthodes de résolution et erreurs

L'équation du transport est l'équation qui décrit la densité de neutrons dans un système multiplicateur en fonction du temps, de l'espace, de la direction et de l'énergie des neutrons. L'établissement de cette équation et sa compréhension ne sont pas compliqués en soi et résultent

d'un simple bilan de production et de disparition de neutrons dans chaque élément de volume de l'espace des phases. En revanche, sa résolution pratique nécessite de nombreuses approximations qui biaisent les résultats des calculs. Pour des systèmes industriels, les biais sont largement maîtrisés et les calculs sont heureusement prédictifs. Cependant, pour des systèmes innovants, dont aucun retour sur expérience n'est disponible, les biais dans la résolution de l'équation du transport peuvent être importants et apporter des erreurs non négligeables dans les calculs.

Il existe deux grandes méthodes de résolution de l'équation du transport : les méthodes dites déterministes qui cherchent à résoudre directement cette équation via une discrétisation de l'espace des phases et les méthodes dites Monte-Carlo (ou méthodes stochastiques) qui résolvent l'équation du transport en simulant un grand nombre de particules, depuis leur création par fission jusqu'à leur disparition. Historiquement, les équipes de l'IN2P3 se sont portées sur ces méthodes Monte-Carlo, en mettant en avant leur caractère universel de par leur capacité à s'adapter à n'importe quel combustible et potentiellement à n'importe quelle géométrie. La facilité d'accès de ces méthodes, autant du point de vue du formalisme que de l'analyse des phénomènes physiques en ont fait des alliées de choix.

### 1.1.1 Equation du transport

#### 1.1.1.1 Bilan de neutrons

Rappelons tout d'abord que le flux angulaire de neutrons dans un réacteur nucléaire, noté  $\psi$ , est une grandeur volumique (et donc associée à un élément de volume de la géométrie considérée) et que ce flux est défini comme le produit de la densité neutronique  $n$  par la vitesse des neutrons  $v$ . Rappelons ensuite que, même si leurs unités sont identiques, il est nécessaire de distinguer le flux du courant neutronique, grandeur qui est associée à une surface et une direction et qui comptabilise le nombre de neutrons qui traversent une surface donnée dans une direction donnée. Rappelons enfin que, pour le neutronicien, le neutron est une particule stable (on négligera systématiquement la décroissance du neutron) qui n'interagit qu'avec les noyaux du milieu dans lequel il se propage. Parfois, quand l'énergie cinétique des neutrons est compatible avec la taille caractéristique des liaisons inter-atomiques, les neutrons peuvent interagir avec la structure cristalline de la matière (interactions quantifiées via les fameux  $S(\alpha, \beta)$  qui peuvent impacter de quelques centaines de pcm les résultats des calculs de criticité).

Il faut donc 6 variables pour caractériser une densité neutronique : 3 variables d'espaces ( $\vec{r}$ ), 2 variables de direction ( $\hat{\Omega}$ ) et une variable d'énergie ou de vitesse ( $E$ ), auxquelles nous ajoutons momentanément la variable temps. Un bilan de production et de disparition des neutrons sur cet espace élémentaire à 7 variables permet d'obtenir l'équation du transport 1.1, décrite et détaillée dans tous les ouvrages de neutronique comme par exemple dans [Reu03] ou [Lam01].

$$\begin{aligned}
 \underbrace{\frac{1}{v} \frac{\partial \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)}{\partial t}}_{p1} + \underbrace{\hat{\Omega} \cdot \nabla \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)}_{p2} + \underbrace{\Sigma_{tot}(\vec{r}, E, t) \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)}_{p3} = \underbrace{S(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)}_{p4} \\
 + \underbrace{\int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}, t) \psi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}', t)}_{p5} \\
 + \underbrace{\frac{\chi(E)}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \nu \Sigma_f(\vec{r}, E', t) \psi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}', t)}_{p6}
 \end{aligned} \tag{1.1}$$

Dans cette équation, les différents termes peuvent être explicités :

- $p1$  : la variation temporelle de la densité neutronique.

- $p2$  : les fuites neutroniques de l'élément de volume considéré.
- $p3$  : les disparitions des neutrons par collision avec les noyaux présents dans l'élément de volume.  $\Sigma_{tot}(\vec{r}, E, t)$  représente la section efficace macroscopique d'interaction de l'élément de volume considéré et chaque réaction induit une disparition du neutron dans l'espace élémentaire considéré (que ce soit par absorption ou par diffusion élastique puisque l'angle et/ou l'énergie du neutron seront modifiés après le choc).
- $p4$  : les sources externes de neutrons. Celles-ci peuvent être des réactions  $(\alpha, n)$  dans le combustible, des décroissances de précurseurs de neutrons retardés ou même une source externe de neutrons.
- $p5$  : la production des neutrons par réaction de diffusion élastique ou inélastique.  $\Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}, t)$  représente le produit entre la section efficace de diffusion à l'énergie  $E'$  du milieu par la probabilité que le neutron issu de cette diffusion ait l'énergie  $E$  et la direction  $\hat{\Omega}$ .
- $p6$  : la production des neutrons par fission.  $\chi(E)$  représente le spectre d'émission des neutrons de fission,  $\nu$  le nombre moyen de neutrons émis par une fission induite par un neutron d'énergie  $E$  et  $\Sigma_f(\vec{r}, E', t)$  la section efficace macroscopique de fission de l'élément de volume. Ici la fission est supposée isotrope puisque la probabilité d'émettre un neutron dans la direction considérée est de  $\frac{1}{4\pi}$

### 1.1.1.2 Criticité d'un système

A cette équation dépendante du temps est souvent associée l'équation homogène construite en multipliant le nombre de neutrons émis par fission par un facteur qui permet d'équilibrer les productions et les disparitions afin d'annuler la variation temporelle du flux. Ce facteur est l'inverse du coefficient de multiplication effectif des neutrons. On obtient alors l'équation 1.2.

$$\begin{aligned} & \hat{\Omega} \cdot \nabla \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) + \Sigma_{tot}(\vec{r}, E, t) \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \\ & S(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) + \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}, t) \psi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}', t) \\ & + \frac{1}{k_{eff}} \frac{\chi(E)}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \nu \Sigma_f(\vec{r}, E', t) \psi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}', t) \end{aligned} \quad (1.2)$$

Cette équation montre que si le système est sur-critique (soit que  $k_{eff} > 1$  et que la variation temporelle de  $n$  est positive), alors il faut réduire le nombre de neutrons émis par fission pour équilibrer la production de neutrons par fission, et donc multiplier  $\nu$  par l'inverse d'un nombre relatif strictement supérieur à 1. A l'inverse, si la population de neutrons tend à décroître naturellement et que  $\frac{\partial \psi}{\partial t}$  est négative, alors il faut multiplier le nombre de neutrons émis par fission par un nombre plus grand que 1, et par conséquent  $k_{eff} < 1$ .

Une autre manière, très classique dans la littérature, de retrouver cette définition de  $k_{eff}$  est d'étudier l'équation homogène associée à l'équation 1.1 que l'on peut traiter comme une équation aux valeurs propres en définissant un opérateur de Fission et un opérateur du transport pour le flux.  $k_{eff}$  est alors l'inverse de la plus petite valeur propre et le flux neutronique, le vecteur propre associé à cette valeur propre [Lam01].

Comme les taux de réactions ne dépendent pas de la direction des neutrons, le flux neutronique  $\phi$  est défini comme l'intégration sur les angles du flux angulaire  $\psi$ .

Il est possible de simplifier cette équation homogène en supposant un milieu infini et homogène. Le flux neutronique ne dépend alors plus de l'espace ni des directions. En supposant de plus les neutrons monocinétiques, les diffusions ne sont plus considérées comme une perte de

neutrons pour l'élément unitaire de l'espace des phases. Enfin, en supposant les sources externes de neutrons nulles, nous pouvons écrire l'équation 1.2 comme l'équation 1.3 où le  $k_{eff}$  devient ici un  $k_{\infty}$ . A un groupe d'énergie, la section efficace totale devient alors la section efficace d'absorption ( $\Sigma_a$ ) et le terme de flux se simplifie dans les taux de réactions. On retrouve ici la définition classique du coefficient de multiplication infini des neutrons comme étant le ratio de la production des neutrons par fission sur leur disparition par absorption, formule donnée dans tous les cours d'introduction à la neutronique.

$$\Sigma_a = \frac{1}{k_{\infty}} \nu \Sigma_f \quad (1.3)$$

## 1.1.2 Méthodes de résolution : le nécessaire recours à la diffusion pour les réacteurs thermiques

### 1.1.2.1 Méthodes probabilistes contre déterministes

Pour résoudre l'équation du transport homogène, deux courants de pensées numériques s'affrontent. Les méthodes dites déterministes se basent sur une discrétisation de l'équation dans l'espace des phases. Le domaine énergétique (qui contient près de 10 ordres de grandeur, de 20 MeV jusqu'à  $10^{-5}$  eV) doit être maillé avec une description suffisamment fine pour prendre en compte les grandes variations des sections efficaces. Le maillage spatial doit être suffisamment fin pour pouvoir décrire le parcours des neutrons (avec un libre parcours moyen de quelques centimètres environ) sur la totalité de la géométrie du coeur (de plusieurs mètres de dimensions caractéristiques). Enfin, la discrétisation angulaire doit permettre d'estimer correctement les fuites. Ces simples considérations de maillage nous montrent qu'il est encore aujourd'hui très difficile de résoudre l'équation du transport sur de grandes géométries.

Quant à elles, les méthodes dites stochastiques consistent à simuler l'histoire d'un grand nombre de neutrons dans le système en tirant aléatoirement les distances parcourues, les possibilités de réactions et les produits de réactions suivant les lois de la physique. Le comportement de la densité de neutrons en fonction de l'énergie et de l'espace est alors déduit par un calcul de moyenne sur l'ensemble des histoires simulées, celles-ci étant supposées indépendantes.

Il n'est pas question dans ce manuscrit d'aller plus en détail dans ces méthodes de résolution, celles-ci étant toujours améliorées régulièrement grâce à un effort de recherche international conséquent. La revue de littérature nécessaire pour en présenter l'état de l'art dépasse donc largement le cadre de ce rapport.

Comme rappelé en introduction, les travaux historiquement portés par l'IN2P3 font majoritairement appel aux méthodes Monte-Carlo [MS06, Bri10, Gui09, Ern14] pour l'étude des systèmes innovants. Il est donc important de rappeler que pour un système critique, l'hypothèse de l'indépendance des histoires de neutrons simulées dans les codes Monte-Carlo est largement invalidée puisque la fission marque la fin d'une histoire et le début d'une autre. Cette astuce est pourtant nécessaire dans l'algorithme pour éviter de simuler des histoires infinies. En effet, par définition de la criticité, simuler l'histoire des neutrons dans un système critique est une boucle numérique infinie. Comme les histoires des neutrons ne sont pas indépendantes, certains biais se propagent et peuvent conduire à une accumulation des sites de fission dans une partie spécifique de la géométrie. Ce phénomène, très bien identifié et expliqué dans la littérature [DMZ<sup>+</sup>14] sous le terme de problématique de convergence des sources, complique grandement les simulations Monte-Carlo des réacteurs dont la distance caractéristique est très grande devant le libre parcours moyen des neutrons.

Un exemple de cette problématique de convergence des sources (chaque source représente la localisation initiale de l'histoire d'un neutron) est illustré en figure 1.1, issue de la thèse d'Alice Somaini [Som17]. Cette figure présente le résultat de calcul de flux effectué avec MCNP [Gt13] sur un assemblage typique d'un REP de 4 mètres de long et entouré de surfaces

réfléchissantes. L'assemblage est découpé en 18 zones axiales pour le calcul de flux. Pour cette figure, le calcul a été réalisé 7 fois de manière indépendante et chaque courbe représente la distribution du flux en fonction des zones. Du fait des surfaces réfléchissantes, on s'attend à 7 courbes identiques et constantes en fonction de la zone. La dispersion des résultats montrent que les codes Monte-Carlo ne savent pas estimer correctement le flux local de neutrons et encore moins son incertitude relative. Il faut noter, en effet, que les barres d'erreurs statistiques du calcul sont inférieures à la taille des symboles de la figure.

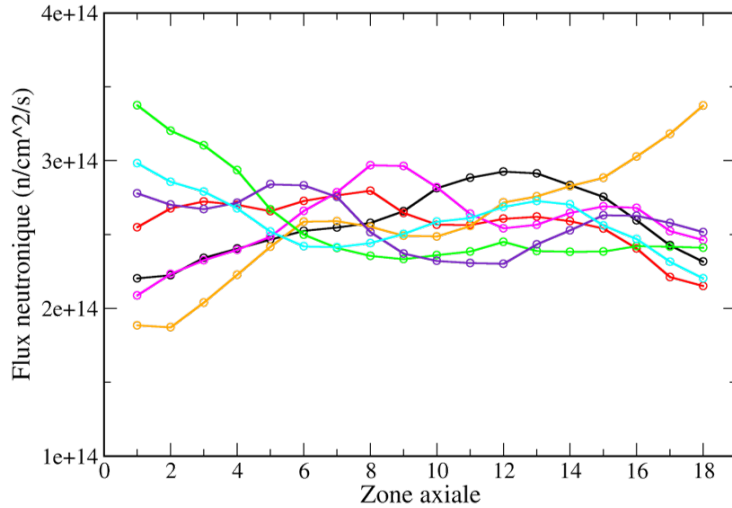


FIGURE 1.1 – Illustration de la problématique de la convergence des sources : calcul du flux le long d'un assemblage typique de REP de 4m découpée en 18 zones axiales en fonction de la zone, pour 7 simulations Monte-Carlo indépendantes

### 1.1.2.2 Un schéma en deux étapes

Finalement, sur un coeur de taille industriel comme un REP typique, les méthodes probabilistes comme les méthodes déterministes sont en défaut. Les premières à cause de la problématique de la convergence des sources et les secondes à cause du très grand nombre de mailles à prendre en compte pour assurer une discrétisation correcte. Une approche en deux étapes est alors classiquement utilisée : la résolution précise de l'équation du transport est assurée sur de petites géométries, appelées "cellules", typiquement représentatives d'un crayon ou d'un assemblage. Des grandeurs moyennes sur le domaine énergétique et spatial, dites grandeurs macroscopiques, en sont déduites et sont introduites dans une deuxième étape à l'échelle coeur qui considère une équation simplifiée de celle du transport : l'équation de la diffusion.

On obtient l'équation de la diffusion en liant les courants de neutrons au gradient du flux neutronique par la relation de Fick explicitée dans l'équation (1.4) où  $D$  représente le coefficient de diffusion des neutrons et  $\vec{J}$  le courant des neutrons.

$$\vec{J} = -D \vec{grad}(\phi) \quad (1.4)$$

Ainsi, deux variables angulaires ont disparus et les domaines énergétique et spatial sont alors décrits grossièrement avec une taille caractéristique de quelques centimètres pour les mailles géométriques et quelques groupes énergétiques (typiquement 2 pour les réacteurs thermiques).

Dans tous les bons ouvrages de neutronique, comme par exemple [Reu03], une démonstration de cette relation entre le gradient du flux et le courant est effectuée. Elle repose sur un certain nombre d'hypothèses comme la faible absorption des neutrons, l'isotropie de la diffusion

et le caractère monocinétique des neutrons. Pour raffiner les hypothèses et prendre en compte l'anisotropie de la diffusion dans le référentiel du laboratoire, on introduit la section efficace de transport  $\Sigma_{tr}$ , définie comme l'équation 1.5, où  $\mu$  représente le cosinus moyen de l'angle de diffusion, souvent estimé dans la littérature à  $2/3A$  ( $A$  étant le nombre de masse du noyau collisionné).

$$\Sigma_{tr} = \Sigma_{tot} - \mu \Sigma_s \quad (1.5)$$

Cette formule représente une approximation forte de la correction du transport, comme montrée dans [BRH13]. Bien que mentionné dans la plupart des ouvrages de neutroniques, elle est inexacte. Les méthodes Monte-Carlo avancées permettent cependant aujourd'hui de calculer une section efficace de transport. On en obtient l'expression du coefficient de diffusion comme l'équation 1.6.

$$D = \frac{1}{3\Sigma_{tr}} \quad (1.6)$$

L'équation de la diffusion en stationnaire, à un groupe d'énergie est alors représentée par l'équation (1.7) où  $\nu$  représente le nombre de neutrons émis par fission,  $\Sigma_f$  la section efficace macroscopique de fission homogénéisée sur la géométrie et condensée sur l'ensemble du spectre en énergie et  $\Sigma_a$  la section efficace macroscopique d'absorption elle aussi condensée et homogénéisée.

$$\Delta\phi + \frac{\nu\Sigma_f - \Sigma_a}{D}\phi = 0 \quad (1.7)$$

Bien sûr, les sections efficaces macroscopiques dépendent de la position via un bon nombre de variables intermédiaires (burn-up local, température, absorbants neutroniques,...). C'est l'objectif de l'étape du calcul cellule de déterminer les grandeurs de diffusion (sections efficaces macroscopiques et coefficients de diffusion) représentatives du coeur simulé en fonction de l'ensemble de ces variables. Ainsi, dans les simulations de réacteurs, un grand nombre de calculs cellules est réalisé en transport dans un premier temps pour identifier les sections efficaces macroscopiques en fonction de l'ensemble des variables d'intérêt pour le coeur. Dans une deuxième étape, les taux de réaction et notamment les dépôts de chaleur en fonction de la position dans le réacteur sont calculés grâce à un calcul en diffusion (et avec des conditions aux limites adéquates).

### 1.1.2.3 Un minimum à deux groupes d'énergie

Le calcul cellule s'effectue donc sur une géométrie simplifiée de beaucoup plus petite dimension en supposant que les effets de bord n'impactent pas le comportement neutronique de la cellule. Cette hypothèse peut sembler valide dans les réacteurs à neutrons thermiques puisque le libre parcours moyen des neutrons est de quelques centimètres et que l'échelle de l'assemblage est souvent considérée suffisamment grande pour être représentative du parcours des neutrons mais suffisamment petite pour supposer que les variations de flux entre deux extrémités de la cellule considérée n'affectent pas le spectre neutronique calculé. Pour les réacteurs rapides par contre, cette hypothèse est clairement inacceptable du fait de la taille plus petite des assemblages et du parcours beaucoup plus grand des neutrons dans la matière.

Cependant, même pour les réacteurs à neutrons thermiques, les fuites neutroniques impactent le spectre de manière non négligeable et ce, sur toute la géométrie du coeur. De plus, les effets aux interfaces imposent de considérer au minimum deux groupes d'énergie pour les neutrons afin de différencier les neutrons rapides des neutrons thermiques. Cette remarque est illustrée en figure (1.2) tirée de la thèse d'Alice Somaini qui montre l'évolution axiale du rapport des flux rapide sur thermique dans un assemblage de 40 cm, réfléchi en 0 et ouvert à l'autre

extrémité. Chaque zone de cette figure représente un centimètre d'assemblage de type REP. Les conditions limites dans les autres dimensions spatiales (en  $x$  et  $y$ ) sont réfléchissantes.

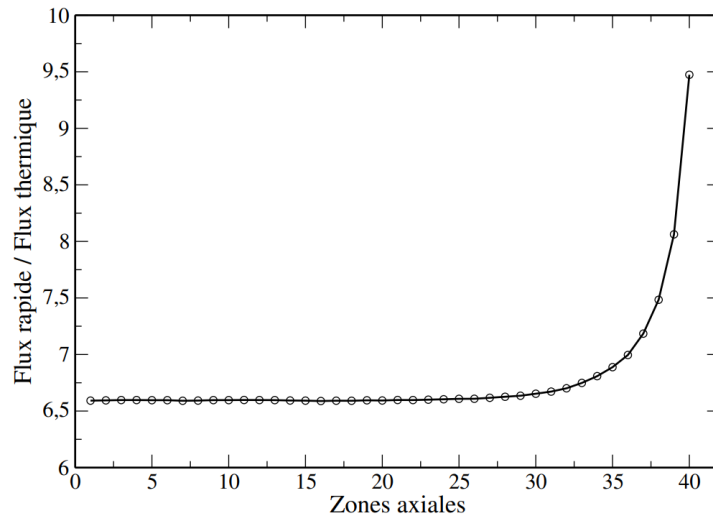


FIGURE 1.2 – Evolution du rapport des flux neutroniques rapide sur thermique en fonction de la position axiale le long d'un assemblage. Chaque zone représente 1 cm et la zone 40 représente l'extrémité de l'assemblage

La coupure en énergie entre les groupes rapides et thermique est à  $0,625 \text{ eV}$ , comme préconisée dans [Lam01], ce qui correspond à la limite de la bosse thermique, pour assurer que les collisions des neutrons thermiques ne peuvent pas les amener dans le groupe rapide (collisions dites *up-scattering*). En pratique, cette approximation n'est pas tout à fait vraie, mais on corrige ces diffusions qui ramènent des neutrons du domaine thermique dans le domaine rapide par une section efficace de ralentissement effective. Sur cette figure, on voit très clairement l'impact de l'interface sur le spectre des neutrons. Ici la présence de vide de l'autre côté de l'assemblage, induit un durcissement du spectre mais si l'on avait considéré une interface avec un milieu modérateur alors un phénomène de thermalisation du spectre au voisinage de l'interface aurait été visible. La courbe de la figure (1.2) montre qu'un seul groupe en énergie n'est pas suffisant pour calculer le flux à l'aide de l'équation de la diffusion, puisque le ratio flux rapide sur flux thermique serait, par définition, constant à un unique groupe d'énergie. Ce que l'on n'observe pas ici (mais que nous avons montré dans la thèse d'Alice Somaini), c'est que le ratio du flux rapide sur thermique au centre de la géométrie dépend de la taille caractéristique de la simulation (80 cm dans la figure 1.2 par le jeu d'une condition miroir). En effet, plus la taille de l'assemblage est grande, plus le ratio est faible et donc, plus les sections efficaces à un groupe ont une valeur élevée. Le calcul à deux groupes est d'autant plus important que les fuites neutroniques affectent donc l'ensemble du spectre.

En pratique, on utilise souvent deux groupes pour représenter cette variation de flux rapide sur flux thermique au voisinage des interfaces, parfois plus (jusqu'à 8 groupes d'énergie dans les schémas de calculs avancés). Les équations à deux groupes sont représentées dans les équations (1.8) où l'indice 1 (resp. 2) représente le groupe rapide (resp. thermique),  $\Sigma_1$  la section efficace macroscopique de disparition des neutrons rapides (soit la somme de la section efficace de diffusion vers le groupe thermique et la section efficace d'absorption), et où  $\Sigma_2$  représente uniquement l'absorption puisqu'on suppose que les neutrons thermiques ne peuvent pas passer dans le groupe rapide après une collision. Nous supposons ici que seuls les neutrons thermiques induisent des fissions et que les neutrons de fission sont des neutrons rapides.

$$\begin{cases} D_1 \Delta \phi_1 - \Sigma_1 \phi_1 + \nu \Sigma_2^f \phi_2 = 0 \\ D_2 \Delta \phi_2 + \Sigma_{1 \rightarrow 2} \phi_1 - \Sigma_2 \phi_2 = 0 \end{cases} \quad (1.8)$$

On rappelle la définition du flux neutronique,  $\phi = n.v$  et par conséquent, l'évolution du ratio  $\phi_1/\phi_2$  peut s'expliquer par une variation des densités neutroniques ou une variation des vitesses moyennes des groupes (ou plus probablement des deux).

Le système d'équations 1.8 permettra de reproduire le durcissement du spectre au voisinage de l'interface observé à l'aide du calcul MCNP dans la figure 1.2 si et seulement si celui-ci est dû à une évolution des densités neutroniques, et non pas à l'évolution des vitesses qui induirait une évolution des sections efficaces moyennes multi-groupes en fonction de l'espace (et rendrait donc invalide le système d'équation à 2 groupes).

Pour vérifier cette hypothèse, nous pouvons regarder l'évolution des sections efficaces de fission de l'uranium 235 à deux groupes dans le combustible en fonction de l'espace comme illustré en figure (1.3).

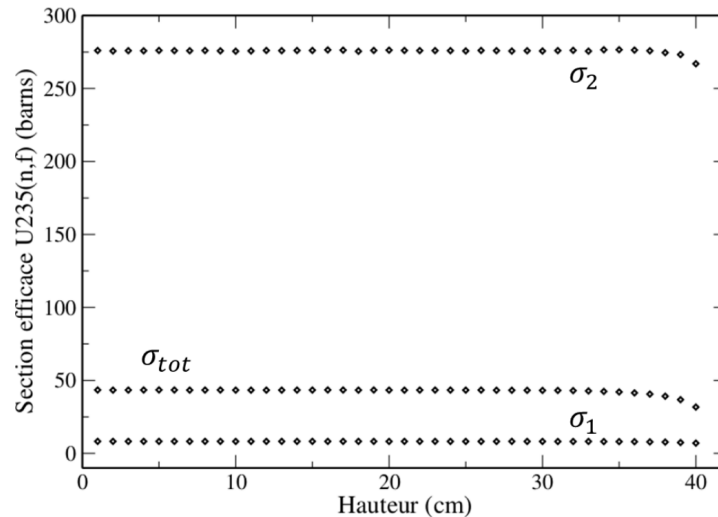


FIGURE 1.3 – Evolution des sections efficaces moyennes dans le groupe thermique (noté 2) et dans le groupe rapide (noté 1) de la fission de l'uranium 235 en fonction de la position. La zone 0 est bornée par une surface réfléchive alors que la zone 40 est une surface ouverte vers du vide, chaque zone faisant 1 cm (figure issue de la thèse d'Alice Somaini)

Cette figure montre que si la section efficace rapide semble constante en fonction de la position, la section efficace thermique (groupe 2) montre une variation au voisinage de l'interface. Cependant, comparée à la variation de la section efficace à 1 groupe, cette évolution en fonction de l'espace reste limitée et montre ainsi un effet prépondérant des variations des densités neutroniques. La diffusion à deux groupes ne permet donc pas de décrire parfaitement le comportement neutronique à l'interface mais permet tout de même un raffinement important de la diffusion à un groupe et corrige de près de 80% des écarts observés entre la diffusion et le transport calculé en Monte-Carlo.

### 1.1.3 Calcul du coefficient de diffusion en Monte-Carlo

Le caractère universel des méthodes Monte-Carlo renforcé par l'idée rassurante d'un traitement continu de l'énergie et d'une description exacte de la géométrie font des arguments de choix pour utiliser les codes stochastiques pour produire des données de diffusion, utiles pour les calculs coeurs. L'idée n'est pas nouvelle et beaucoup d'efforts ont été consacrés pour calculer

des calculs de coefficients de diffusion et permettre ainsi un couplage Monte-Carlo/Diffusion. Les développements récents du code SERPENT2 [LPV<sup>+</sup>15] vont dans ce sens et aujourd'hui plusieurs méthodes existent pour calculer ces grandeurs [LPF16, Rin], avec des résultats qui ne semblent pas toujours cohérents. Le stage de M2 de Yuxue Shang effectué en 2019 (étudiante MNE NRPE) avait pour but de comprendre les limitations de ces différentes méthodes pour pouvoir les utiliser pertinemment dans un couplage éventuel.

### 1.1.3.1 Condensation des sections efficaces, condensation des coefficients de diffusion

L'expression 1.6 permet de calculer le coefficient de diffusion à partir de sections efficaces macroscopiques. Rappelons qu'elle est obtenue à partir d'un simple bilan de neutrons traversant une surface et un développement limité du flux au voisinage de cette surface. En se plaçant dans un traitement multi-groupe, la conservation des taux de réactions imposera l'expression 1.9 où  $g$  représente un groupe du découpage en énergie :

$$\Sigma_{tr} = \frac{\sum_g \Sigma_{tr}^g \phi_g}{\sum_g \phi_g} = \frac{\sum_g (\Sigma_{tot}^g - \mu^g \Sigma_s^g) \phi_g}{\sum_g \phi_g} \quad (1.9)$$

On pourrait alors supposer que le coefficient de diffusion peut s'obtenir directement en condensant les sections efficaces de transport. Cependant, la notion de réaction du transport n'a pas de sens physique et il ne s'agit pas de conserver *les taux de réaction du transport*. En revanche, il est nécessaire de conserver les taux de déplacement. Autrement dit, si la loi de Fick s'applique sur chacun des groupes  $g$ , on a alors nécessairement la relation 1.10 :

$$\vec{J} = -D \vec{grad}(\phi) = \sum_g \vec{J}_g = \sum_g -D_g \vec{grad}(\phi_g) = \sum_g -\vec{grad}(D_g \phi) \quad (1.10)$$

Ainsi, l'expression de la conservation des courants impose un processus de condensation des coefficients de diffusion à l'image de celui des sections efficaces. On retrouve ainsi la démonstration de l'expression utilisée dans le calcul par défaut du code SERPENT2, rappelée via l'expression 1.11.

$$D = \frac{\sum_g D_g \phi_g}{\sum_g \phi_g} \quad (1.11)$$

Évidemment, l'établissement de cette expression suppose que les approximations de la diffusion sont valables sur chacun des groupes. Il faut notamment que les taux d'absorption soient faibles devant les taux de diffusion, ce qui impose des groupes suffisamment larges pour ne pas être proches des résonances.

On notera toutefois une certaine incohérence dans un tel calcul. La conservation des taux de réactions, notamment des taux de réactions de diffusion dans une approche multi-groupe, conduit au calcul d'une section efficace de transport qui ne correspond pas au coefficient de diffusion associé. Il faut noter que plusieurs méthodes de calcul des coefficients de diffusion sont implémentées dans SERPENT2 [FL11, DL15] ainsi qu'une méthode basée sur le calcul de la migration des neutrons à l'image celle de d'OpenMC [LSFO18].

### 1.1.3.2 Vérification des méthodes de calcul

Pour l'exploration des capacités de ces méthodes de calcul, nous considérons un système très simple, académique, défini par un réacteur plan (parallélépipède réfléchi en  $x$  et en  $y$ , ouvert selon  $z$  dans MCNP) et composé d'une mixture contenant du graphite et de l'uranium 235 en

très faible quantité, dilué de manière homogène dans le graphite et dont la concentration est ajustée pour que le système soit juste critique.

La figure 1.4 représente les évolutions des flux rapide et thermique ainsi que des courants correspondants en fonction de l'espace représenté ici à une dimension  $z$ . Le ratio du courant sur le gradient du flux est également calculé pour chaque position pour chaque groupe. Si l'approximation de la diffusion est valable pour ces deux groupes, alors ce ratio représente le coefficient de diffusion et doit être indépendant de la position (à relative distance de l'interface).

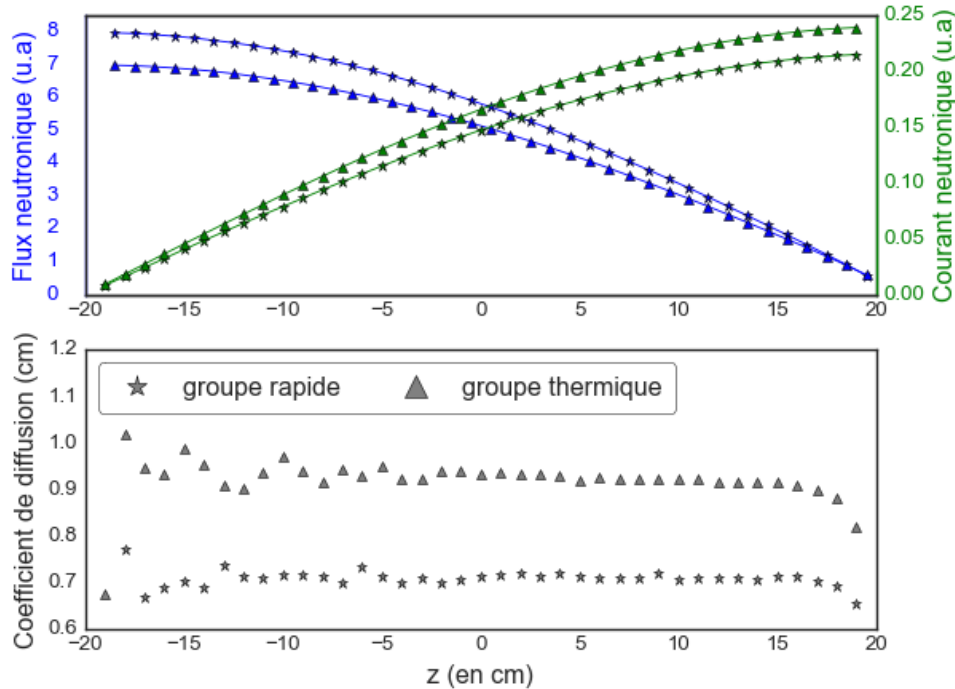


FIGURE 1.4 – Variation des courants et des flux rapides et thermiques en fonction de l'espace (en haut) et évolution des ratios du courant sur le gradient du flux en fonction de  $z$  (en bas), calculé avec MCNP pour une géométrie assemblage simplifiée de 20 cm, avec une condition réfléchissante d'un côté et ouvert de l'autre

Il faut noter que dans le calcul MCNP, le plan  $z = -20$  est une condition réfléchissante. Par définition, le gradient du flux est alors nul et le courant net aussi. Les incertitudes statistiques du calcul expliquent alors la variabilité des valeurs de coefficient de diffusion données dans le graphique (il a été choisi de ne pas les représenter sur la figure par souci de lisibilité).

Les valeurs dans le graphique du bas étant constantes tant que l'on se situe loin des interfaces, nous pouvons en déduire que la loi de Fick est vérifiée pour les neutrons rapides et les neutrons thermiques. Cette valeur constante nous permet alors d'identifier les valeurs des coefficients de diffusion.

Ces valeurs peuvent être comparées à celles obtenues en appliquant la formule 1.6 et à celles obtenues par le calcul SERPENT2 qui utilisent la formule 1.11. Il faut noter que d'autres méthodes sont intégrées dans SERPENT2 pour le calcul de coefficient de diffusion à 2 groupes comme la *Cumulative Migration Method*, initialement développée dans [LSFO18]. L'utilisation de cette méthode a été explorée, mais les conclusions ne sont pas encore suffisamment solides pour être présentées ici.

Le calcul SERPENT2 se fait exactement dans les mêmes conditions que le calcul MCNP, les données nucléaires sont les mêmes et les sections efficaces moyennes, comme le coefficient de multiplication des neutrons sont compatibles dans les erreurs statistiques concernées. Enfin, comme le calcul SERPENT2 nécessite un découpage multi-groupe pour calculer les valeurs de

$D$  rapide et thermique, plusieurs découpages énergétiques sont utilisés. Les valeurs sont résumées dans le tableau 1.1.

	Fick	$1/3\Sigma_{tr}$	SERPENT2 (2 groupes)	SERPENT2 (70 groupes)
$D_{rapide}$	0,9325	0,8338	0,8373	0,9184
$D_{thermique}$	0,7125	0,7127	0,7080	0,7130

TABLE 1.1 – Comparaison des méthodes de calcul des coefficients de diffusion avec SERPENT2 et MCNP pour un massif de graphite

Dans ce tableau, les valeurs données par SERPENT2 avec un découpage à 2 groupes sont logiquement compatibles avec les données calculées avec MCNP à partir de la section efficace macroscopique de transport homogénéisé sur chacun de ces groupes. Les valeurs calculées avec un découpage à 70 groupes (découpage par défaut dans SERPENT2) sont compatibles avec les valeurs des coefficients de diffusion calculés avec la loi de Fick, montrant que l'homogénéisation des coefficients de diffusion est un procédé efficace.

### 1.1.3.3 Limites de la méthode

Il est possible de remplacer le bloc de graphite par un bloc de plomb afin d'effectuer le même type de calcul afin de quantifier l'effet du spectre neutronique sur la précision de la méthode. Le système reste critique en ajustement la quantité d'uranium 235 dans le massif. Les résultats sont présentés dans le tableau 1.2. Au vu de la composition de ce réacteur plan, aucune valeur thermique n'est calculée pour rester dans des temps de calcul raisonnables.

	Fick	$1/3\Sigma_{tr}$	SERPENT2 (70 groupes)	SERPENT2 (238 groupes)
$D_{rapide}$	11,76	7,93	7,297	7,529

TABLE 1.2 – Comparaison des méthodes de calcul des coefficients de diffusion avec SERPENT2 et MCNP pour un massif de plomb

On voit alors que les valeurs calculées par SERPENT2, à 70 groupes ou à 238 groupes ne sont plus compatibles avec les valeurs obtenues grâce à la loi de Fick, qui semble toutefois rester valide puisque le ratio du gradient du flux sur les courants reste constant tant que l'on reste loin des interfaces (on observe une figure similaire à la figure 1.4, non représentée ici par soucis de concision).

Il faut noter que le temps de calcul augmente très fortement avec le nombre de groupes dans les calculs SERPENT2. Un découpage relativement fin à 1968 groupes (utilisé dans le code ECCO [Rim95]) conduit à des temps de calculs considérables et mène à des valeurs très proches de celles obtenues à l'aide d'un découpage à 238 groupes. Pour la suite, nous allons alors calculer les valeurs selon notre propre binning en énergie et calculer les homogénéisations à posteriori.

Deux suppositions peuvent être faites ici pour expliquer les écarts du tableau 1.2 :

- Le nombre de groupes n'est pas suffisant pour réaliser une homogénéisation correcte.
- Les hypothèses de la diffusion ne sont pas valables sur tous les groupes pris individuellement.

Les réponses à mettre en oeuvre pour remédier à ces deux suppositions sont en contradiction. En effet, la première sous-entendrait qu'il faut augmenter le nombre de groupes alors que la deuxième voudrait plutôt les diminuer.

Pour trancher, nous calculons alors les sections efficaces de transport avec un découpage très fin, représentatif du transport, utilisé classiquement dans SMURE pour les calculs

d'évolution [Mé21]. Nous avons choisi un découpage à 17 900 groupes, à 35 800 groupes et à 71 600 groupes pour les calculs des sections efficaces de transport par groupe (via la formule 1.5) puis une homogénéisation de l'inverse de ces sections efficaces pour le calcul du coefficient de diffusion. Dans ce découpage multi-groupe, l'hypothèse d'une absorption faible sur tous les groupes n'est clairement pas vérifiée et la relation par groupe entre le courant et le gradient du flux ne sera donc pas toujours vérifiée. Cependant, du fait de l'auto-protection au voisinage des résonances, le flux est faible et les sections efficaces importantes. Par conséquent, ces groupes ne devraient pas trop pénaliser le calcul du coefficient de diffusion. Les résultats des calculs sont présentés dans le tableau 1.3. Nous observons que les résultats sont en bien meilleur accord avec la loi de Fick qu'avec ceux obtenus par SERPENT2 et montrent ainsi l'importance du nombre de groupes pour ce calcul ; cependant, un écart d'environ 15% subsiste.

	Fick	MCNP (17900 groupes)	MCNP (35800 groupes)	MCNP (71600 groupes)
$D_{rapide}$	11,76	10,09	10,13	10,17

TABLE 1.3 – Performance du calcul du coefficient de diffusion en multigroupe avec MCNP pour un massif de plomb (en fonction du nombre de groupes)

Pour réduire encore l'écart entre le calcul MCNP et la valeur issue de l'expression de Fick qui est choisie comme référence ici, nous devons prendre en compte l'anisotropie de la diffusion sur le plomb 208 à haute énergie. Les sections efficaces de diffusion élastique différentielles angulaires tirées de ENDFB7 pour différentes énergies sont représentées dans la figure 1.5 et montrent très clairement qu'au-dessus de 1 MeV, la diffusion est largement favorisée vers l'avant.

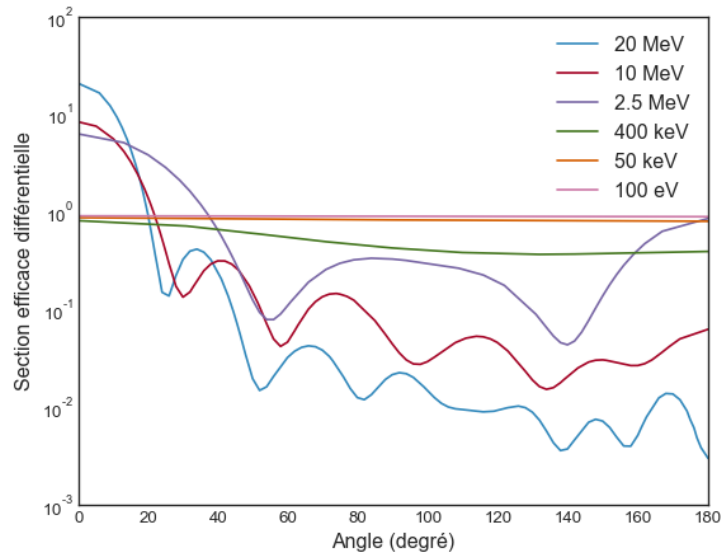


FIGURE 1.5 – Section efficace angulaire de diffusion élastique du plomb 208 pour différentes énergies de neutrons dans le référentiel du centre de masse

En prenant en compte cette anisotropie dans le calcul de la section efficace de transport, nous arrivons alors à une valeur de coefficient de diffusion de 11,51 cm, soit suffisamment proche de la valeur de référence au vu des différents biais observés jusqu'ici des différentes méthodes de calculs.

Il est encore possible de raffiner le calcul en prenant en compte la section efficace inélastique du massif. Cette correction ne modifie le résultat du calcul que de quelques dixièmes de % et peut donc être omise ici.

En conclusion, nous pouvons retenir que le calcul en transport des courants et des

flux montre une relation de proportionnalité entre le gradient du flux et les courants tant que l'influence de l'interface est négligeable, validant numériquement l'approximation de la loi de Fick. La conservation des taux de réaction (fission et absorption) lors de l'étape de condensation des sections efficaces pour passer du formalisme du transport à celui de la diffusion permet de calculer les grandeurs macroscopiques de diffusion. La conservation des courants ou des taux de déplacements permet aussi de calculer le coefficient de diffusion des neutrons en prenant en compte un nombre suffisant de groupes et, pour les systèmes rapides, en prenant en compte l'anisotropie de la diffusion à haute énergie.

Il faut noter que, dans le cadre de cet exercice, les calculs de spectres et de taux de réaction par groupe ont été réalisés dans une configuration proche de la criticité, en prenant en compte des fuites de neutrons. Il faut rappeler qu'un calcul infini n'est pas représentatif de cette configuration puisque les fuites de neutrons durcissent le spectre neutronique et ce, même au centre du massif et loin des interfaces. Un calcul de spectre précis sur une géométrie de dimension caractéristique différente impliquerait des sections efficaces différentes et donc un coefficient de diffusion différent. Cette difficulté est traitée dans la section suivante traitant de la correction du Buckling.

#### 1.1.4 Correction du Buckling et modèles de fuites

Comme nous l'avons présenté, la résolution du transport à l'étape du calcul cellule impose des simplifications comme l'application de conditions de réflexion autour de la géométrie qui peuvent biaiser la résolution. Les flux qui permettent d'homogénéiser et de condenser les sections efficaces à deux groupes sont donc calculés sur une configuration où les effets des fuites sont, par définition, omis. Des corrections ont donc été implémentées pour prendre en compte ces biais, en rajoutant des fuites artificielles dans le calcul cellule.

Ce travail n'est pas dédié à l'étude exhaustive de ces modèles. Une fois encore la revue de littérature serait beaucoup trop conséquente et dépasserait le cadre de ce manuscrit, mais nous souhaitons présenter ici les grands principes de ces modèles et comprendre la limite de leur utilisation.

##### 1.1.4.1 Considérations générales

L'astuce adoptée par plusieurs codes consiste dans l'interprétation des fuites comme une production ou une absorption homogène de neutrons. Modéliser les fuites signifierait donc de modifier le système simulé en appliquant une condition de criticité, afin de prendre en compte les modifications du spectre associées aux fuites neutroniques. C'est pour cette raison que les modèles de fuites sont aussi appelés trop souvent correction de criticité.

Le modèle le plus simple (peut-être le premier à avoir été développé) est appelé le modèle B1 homogène [JD76]. Rappelons que l'objectif initial est d'identifier le flux sur une grande géométrie à partir de calculs locaux réalisés sur une échelle géométrique de petite dimension. On note  $\phi(E, \vec{r}, \vec{\Omega})$ , le flux calculé en transport sur le modèle assemblage et  $\psi(\vec{r})$ , le flux solution de l'équation de la diffusion valable sur le coeur complet. La solution de l'équation du transport finale est donc le produit de la solution microscopique par la solution macroscopique.

$\psi$  est solution de l'équation de diffusion critique qui satisfait l'équation 1.12, et peut donc être écrit sous la forme d'exponentielle du type  $\psi_0 e^{i\vec{B} \cdot \vec{r}}$ .

$$\nabla^2 \psi(\vec{r}) + B^2 \psi(\vec{r}) = 0 \quad (1.12)$$

où  $B$  est le buckling, soit la valeur propre de l'opérateur Laplacien dans le formalisme de la diffusion.

Ainsi, selon ce formalisme, le flux qui devrait être introduit dans l'équation du transport est le produit de la solution assemblage par cette dépendance spatiale, soit :  $\phi(E, \vec{\Omega}).e^{i\vec{B}.\vec{r}}$ . On obtient alors les équations B1 qui relient le courant neutronique de fuite au flux de neutrons. La discrétisation multigroupe permet alors de calculer le taux de fuite par groupe comme l'expression 1.13 (avec  $d_g$  le coefficient de diffusion du groupe  $g$ ) :

$$L_g = d_g B^2 \phi_g \quad (1.13)$$

Il est alors possible de simuler ce taux de fuite dans le calcul de transport en modifiant la section efficace totale par un terme d'absorption selon la formule  $\Sigma_g^* = \Sigma_g + d_g B^2$ .

Outre SERPENT2, plusieurs autres codes Monte-Carlo ont introduit de telles méthodes pour corriger l'effet des fuites dans les calculs cellule. On citera notamment [SHJ<sup>+</sup>12] et [NM11] qui montrent en détail la faisabilité et l'intérêt de la méthode.

D'autres méthodes pour prendre en compte l'impact des fuites neutroniques ont été développées, comme celle de l'albédo différentielle par exemple [EG77]. Ces méthodes diffèrent par l'interprétation physique des fuites de neutrons et par leur prise en compte mathématique, en revanche, elles cherchent toutes à calculer un flux critique associé à la géométrie simulée. Ainsi, la correction des fuites peut amener à de grandes modifications pour ramener le système simulé (l'assemblage infini) dans un environnement critique. La sous-section suivante propose quelques réflexions et calculs issus de la mise en oeuvre de cette correction des fuites.

#### 1.1.4.2 Corrections des fuites

Notons tous d'abord que les corrections de fuites implémentées dans SERPENT2 ou dans DRAGON (et probablement dans d'autres codes de calcul) ne prennent pas en compte la géométrie du coeur complet. Ainsi la correction sera identique quel que soit l'environnement dans lequel la cellule est replacée. On nous avons vu dans le paragraphe précédent que l'impact des fuites neutroniques dépend avant tout de la taille caractéristique du réacteur.

Nous avons calculé sur une géométrie d'assemblage UOX très classique la section efficace de fission à un groupe de l'uranium 235 (comme observable pour la dureté du spectre) dans un cas infini avec et sans correction du buckling, et sur une géométrie complète (au centre de la géométrie pour négliger les effets de bords). Les résultats sont présentés dans le tableau 1.4 et montrent une correction effectivement très importante.

Configuration	$\sigma_{U235}^{fiss}$ (barns)
Infinie (sans Buckling)	44.12
Géométrie complète	44.20
Infinie (modèle B1)	41.55
Infinie (modèle Albédo)	39.97

TABLE 1.4 – Evolution des sections efficaces moyennes de l'U-235 dans des configurations sensées représenter des configurations infinies

Il faut noter que les calculs d'évolution de SERPENT2 sont réalisés sans modèles de fuites et nous nous étonnons alors du schéma proposé. En effet, les grandeurs macroscopiques de diffusion sont produites avec une correction de criticité mais les taux de réaction, qui permettent de simuler l'évolution du combustible, sont calculés sans cette correction.

L'hypothèse proposée ici est que les méthodes de correction du buckling implémentées dans SERPENT2 proposent une correction du spectre pour atteindre la criticité. Cependant, dans les calculs assemblages, plusieurs autres paramètres que les fuites peuvent expliquer l'écart à la criticité (comme le niveau de bore soluble ou la température ou même le burn-up pour

ne citer qu'eux). La recherche d'un flux critique ne peut se faire en séparant les différentes contributions.

Pour s'assurer de cette dernière hypothèse, nous considérons un assemblage ouvert proche de la criticité (l'enrichissement est ajusté pour obtenir  $k_{eff} = 1$ ) et nous comparons les valeurs des sections efficaces (au centre de l'assemblage) avec les calculs infinis avec et sans correction des fuites. Les résultats sont présentés dans le tableau 1.5 et montrent que la correction apportée par le modèle de fuite semble effectivement apporter de bons résultats dans ce cas, c'est à dire que la modification des sections efficaces moyennes calculée par le modèle de fuite permet d'obtenir une valeur très proche de celle du calcul réel.

Configuration	$\sigma_{U235}^{fiss}$ (barns)
Ouvert et critique ( $k_{eff} = 1.0007$ )	59.21
Infini et sans correction ( $k_{eff} = 1.077$ )	61.07
Infini et avec correction B1 ( $k_{eff} = 1$ )	59.40

TABLE 1.5 – Comparaison des sections efficaces de fissions de l'uranium 235 dans une configuration proche de la criticité

Il faut noter que les calculs en diffusion sont généralement réalisés à deux groupes d'énergie et nous ne comparons ici que les sections efficaces condensées sur l'ensemble du spectre en énergie. Pour pousser la réflexion, une analyse à deux groupes et en évolution est nécessaire. Une série de calculs réalisés avec DRAGON et SERPENT2, actuellement à l'étude, devrait permettre d'améliorer la compréhension sur ces corrections induites par la prise en compte des fuites dans les calculs cellules infinis.

L'objectif de la section précédente était de présenter les notions nécessaires à la résolution de l'équation du transport. Celle-ci étant l'étape primordiale pour toute étude de physique des réacteurs, il nous semble important de comprendre les approximations classiquement faites dans les codes neutroniques disponibles afin d'en appréhender les limites pour maîtriser les incertitudes et de repousser leur domaine de validité.

La prochaine section présente alors comment, à partir de la résolution de l'équation de Boltzmann, nous pouvons simuler l'évolution du combustible dans une géométrie infinie et ainsi voir quels biais doivent être pris en compte pour une extrapolation à l'échelle du coeur.

## 1.2 L'évolution du combustible

L'évolution des matières sous flux neutronique est obtenue via la résolution des équations de Bateman, rappelées par l'expression 1.14 où l'indice  $i$  représente un isotope donné,  $N_i$ , sa concentration isotopique (en atome par unité de volume),  $\lambda_i$  sa constante radioactive,  $\sigma_i$  la section efficace et  $\phi$  le flux neutronique. Les indices  $j \rightarrow i$  représente les réactions neutroniques ou les décroissances du noyau  $j$  qui produisent  $i$ .

$$\underbrace{\frac{dN_i}{dt}}_{\text{Variation de } N_i} = \underbrace{\sum_{j \neq i} (\lambda_{j \rightarrow i} + \sigma_{j \rightarrow i} \phi) N_j}_{\text{Production}} - \underbrace{(\lambda_i + \sigma_i \phi) N_i}_{\text{Disparition}} \quad (1.14)$$

Le flux étant une variable dépendante de la position, ces équations sont valables sur un élément de volume donné, relativement petit pour supposer une faible variation du flux. Dans un réacteur thermique de type REP, l'échelle typique considérée est l'assemblage combustible et c'est l'échelle que nous considérerons dans la suite de cette section.

### 1.2.1 Généralités, et biais dans le calcul assemblage

La résolution de l'équation 1.14 se fait de manière itérative pour prendre en compte l'impact de l'évolution des matières sur le spectre neutronique et donc sur les taux de réaction. Le code SMURE [Mé21] a été développé dans ce but pour interfacer MCNP et SERPENT2 avec un module d'évolution interne afin de résoudre les équations de Bateman à partir des taux de réactions calculés par le code Monte-Carlo choisi.

Dans ces calculs, l'utilisateur définit la géométrie, les matériaux, les conditions d'évolution via les paramètres de la puissance et du contrôle de la réactivité éventuel. Ces conditions d'évolution, ainsi que la définition de la géométrie, peuvent fortement conditionner les résultats. Cette section est alors dédiée à l'étude de deux effets particulièrement importants qui ont servi de support pour des stages de master : le contrôle de la réactivité via la gestion du bore et l'importance de l'espace inter-assemblage (appelé lame d'eau) qui définit le spectre neutronique (et donc les taux de réactions). A ces paramètres de la simulation, il faut en rajouter d'autres qui ne sont pas présentés ici mais qui peuvent être tout aussi importants, comme l'impact de la distribution de température dans le coeur par exemple qui affecte grandement les probabilités d'interactions entre les neutrons et les noyaux.

L'ensemble des effets de spectre est particulièrement amplifié dans les calculs d'évolution réalisés à puissance constante. En effet, le traitement des poisons neutroniques, comme les approximations sur la géométrie, vont impacter directement les sections efficaces moyennes de fission. Dans les calculs d'évolution, le flux est calculé à partir de la puissance via la formule 1.15 où  $\epsilon_i$  représente l'énergie (en joules) dégagée par fission de l'isotope  $i$  et  $\sigma_i^f$  la section efficace de fission de  $i$  moyennée sur le spectre neutronique ( $P$  représentant la puissance spécifique du volume considéré).

$$P = \sum_i \epsilon_i \langle \sigma_i^f \phi \rangle N_i \quad (1.15)$$

Cette formule montre sans ambiguïté qu'un biais sur l'estimation des sections efficaces moyennes de fission induit le même biais relatif sur le niveau de flux neutronique et donc sur l'ensemble de tous les autres taux de réactions. La reproduction du spectre neutronique pour le calcul est donc fondamental et conditionne grandement l'ensemble des biais de modélisation en évolution via cette contre-réaction de puissance.

#### 1.2.1.1 L'estimation de la fin de cycle

Dans des schémas de calcul à deux étapes, un grand nombre d'évolutions est tout d'abord réalisé en tabulant certains paramètres comme la température ou la concentration en bore par exemple. Ensuite, un calcul coeur en évolution (et réalisé selon l'approximation de la diffusion) permet d'identifier la fin d'irradiation comme l'instant où le coeur ne peut plus être critique. Pour l'étude des potentialités des systèmes du futur, les travaux de l'IN2P3 ont souvent été limités à l'échelle assemblage, faisant l'hypothèse que les biais apportés par l'omission de l'échelle du coeur sont des biais systématiques, c'est-à-dire comparables pour l'ensemble des systèmes étudiés.

Une des difficultés de ces calculs d'évolution simplifiés est alors d'identifier le burn-up de fin d'irradiation du coeur. Pour ce faire, nous utilisons l'évolution d'un assemblage isolé (simulé en configuration infinie) et nous supposons que l'ensemble des assemblages du coeur subissent la même irradiation. A partir des valeurs du  $k_\infty$  en fonction du temps d'un assemblage, nous obtenons une estimation de la valeur du  $k_{eff}$  du coeur pour chaque instant via l'expression 1.16, c'est à dire la la moyenne des réactivités des assemblages de chaque lot d'assemblage, où  $t_r$

représente le temps d'irradiation ou le temps entre deux rechargements :

$$k_{eff}(t) \simeq \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N k_{\infty}(t + it_r) \quad (1.16)$$

Une telle simulation ne permet pas de prendre en compte les pertes de neutrons induites par les fuites ou encore les absorptions sur les structures. Cependant, à chaque rechargement, les neutrons produits par fission doivent compenser à minima ces pertes et le  $k_{eff}$  calculé par la relation 1.16 en fin d'irradiation (au déchargement) doit donc être supérieur à 1. En pratique, on utilise une valeur seuil, noté dans la suite  $k_{seuil}$  qui représente cette réserve de réactivité sensée compenser ces neutrons perdus par les fuites et les absorptions sur les structures. ce  $k_{seuil}$  est donc un paramètre de première importance pour l'estimation du burn-up maximal atteignable et donc du temps d'irradiation.

La figure 1.6 illustre la démarche de calcul.

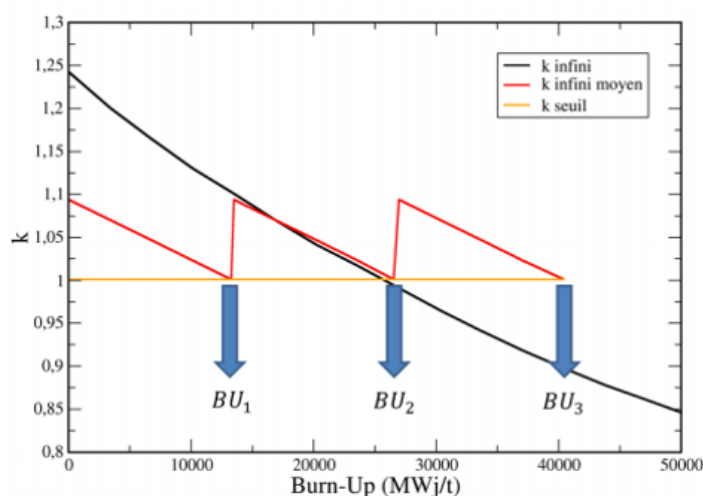


FIGURE 1.6 – Illustration du calcul du temps de cycle à partir de l'évolution d'un calcul assemblage (figure issue de la thèse d'Alice Somaini). Le  $k_{seuil}$  est ici posé très légèrement supérieur à 1 arbitrairement pour visualiser le principe de calcul

L'estimation des inventaires de décharge dépend donc fortement de l'estimation de la valeur de  $k_{seuil}$ , souvent citée dans la littérature [Nut12] mais très peu justifiée. En pratique, une valeur constante est souvent utilisée quelque soit le type de combustible. Finalement, les incertitudes dans les calculs d'évolution induisent des erreurs sur les inventaires à chaque pas de temps auxquelles doivent se rajouter les incertitudes sur le burn-up de décharge du combustible.

### 1.2.1.2 Bore et gestion de la réactivité

Plusieurs stages de niveau L3 et M1 ont eu lieu dans l'équipe pour étudier l'effet de la prise en compte du bore sur les inventaires de décharge. L'objectif au départ était d'étudier la sensibilité du  $k_{seuil}$  à la concentration en bore.

Pour que les calculs à bore constant soient consistants, il est nécessaire que la valeur de  $k_{seuil}$  soit une fonction affine de la concentration en bore (et que la valeur de  $\frac{\partial k_{seuil}}{\partial C_b}$  soit le poids en réactivité du bore en fin de cycle,  $C_b$  représentant ici la concentration en bore).

Pour vérifier cette hypothèse, plusieurs évolutions à bore constant ont été réalisées, pour plusieurs compositions isotopiques afin d'étudier la variation des  $k_{\infty}$  et des  $k_{seuil}$  en fonction de la concentration en bore. Le  $k_{seuil}$  est recalculé en supposant un taux de combustion constant pour chacune des évolutions. Les figures 1.7 (a) et (b) présentent les résultats du calcul pour un combustible UOX et sont issues du rapport de stage d'Anthony Nithesh (M1 MNE).

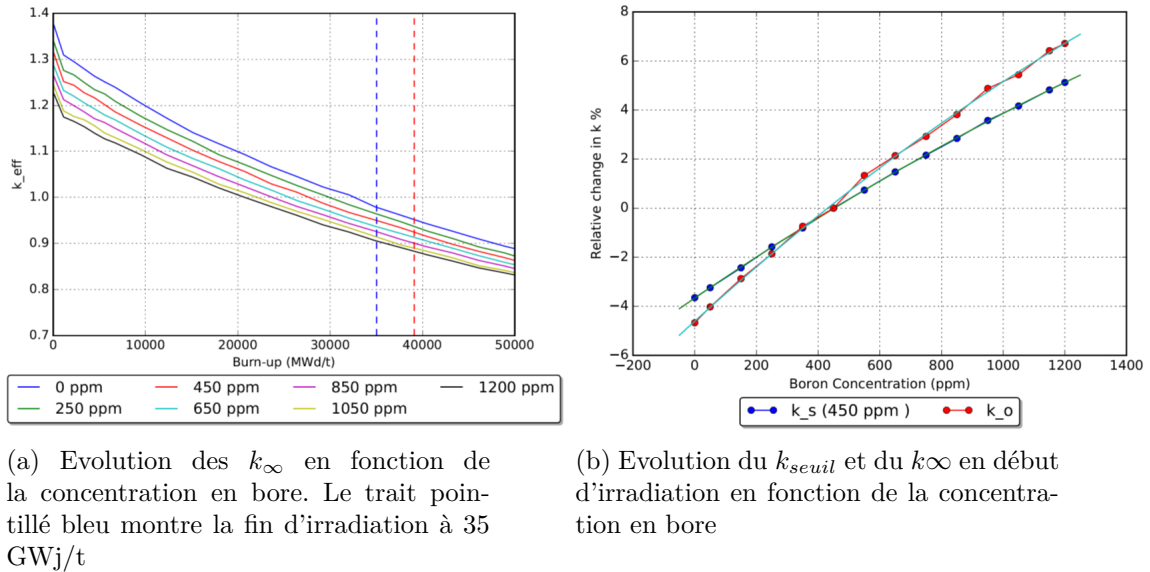


FIGURE 1.7 – Evolution d'un combustible UOX enrichi à 3,5% en fonction des concentrations en bore

Ces figures montrent que le poids en réactivité du bore varie fortement entre le début et la fin du cycle, ce qui est largement explicable (et non surprenant) par la forte variation de spectre entre le début et la fin d'irradiation, spécifiquement dans les combustibles UOX. Nous voyons aussi que la variation du  $k_{seuil}$  n'est pas linéaire avec la concentration en bore (sur la figure 1.7 (b), un fit quadratique est représenté). Ainsi, il est difficile d'estimer la réserve de réactivité à prendre en compte pour l'estimation de la fin de cycle en fonction du bore. Cette difficulté est renforcée lorsque l'on considère des combustibles MOX où le spectre énergétique des neutrons est plus dur et le poids du bore plus faible (à l'échelle de l'assemblage).

Notons aussi que cette variation peut être expliquée par le fait que les courbes de la figure 1.7 (a) ne sont pas réellement "parallèles", ce qui sous-entend que la prise en compte du bore n'induit pas uniquement une translation des différentes évolutions du  $k_{\infty}$  mais induit bien un changement dans le comportement de l'évolution. L'effet sera donc d'autant plus important que l'on étudiera des combustibles à haut burn-up puisque les variations visibles pendant l'évolution prennent de plus en plus d'importance. Ce changement de comportement peut être expliqué par l'effet de spectre induit par le bore et notamment la réduction de la bosse thermique.

L'effet de spectre induit un effet sur la section efficace moyenne de fission de l'uranium 235 qui est le fissile principal. Une diminution de cette section efficace, induit nécessairement une augmentation du niveau de flux et donc une augmentation de l'ensemble des taux de réactions, et notamment celui de capture de l'uranium 238 produisant du plutonium 239. L'estimation de la production de plutonium est donc dépendante des conditions de simulations.

Il faut noter que dans une situation industrielle, le niveau de bore n'est jamais constant sur la durée de l'irradiation. En pratique, elle varie de manière linéaire entre 1200 et 0 ppm de bore sur le temps d'un cycle. Un assemblage qui resterait donc  $N$  cycles dans le coeur subit donc  $N$  variations de concentration en bore. Nous avons donc essayé de reproduire ce comportement via un algorithme de régression en faisant varier le temps de cycle sur lequel la dilution du bore devait avoir lieu comme illustré en figure 1.8 pour un combustible UOX enrichi à 3,5%, et rechargé par tiers. Dans cette évolution, les variations de réactivité du premier cycle compensent les variations de réactivité du dernier cycle et le  $k_{\infty}$  est constant sur chaque cycle.

Ce calcul nous donne une nouvelle estimation du burn-up de décharge de ce type de combustible à environ 38 GWj/t, soit une variation de près de 10% des précédentes estimations qui dépendaient d'une valeur de  $k_{seuil}$  arbitraire. En prenant cette nouvelle valeur pour le burn-

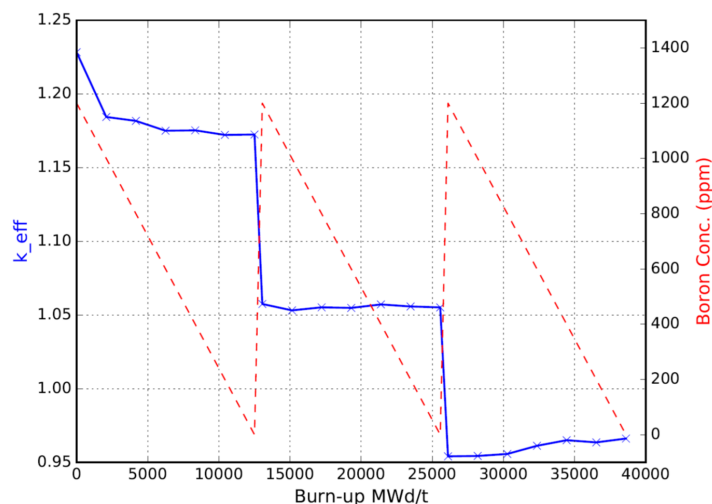


FIGURE 1.8 – Méthode alternative pour identifier la fin de cycle en prenant en compte une concentration en bore variable (Figure tiré du rapport de stage d'Anthony Nithesh)

up de décharge comme référence, nous pouvons alors présenter les biais typiques induits par une évolution à bore constant en référence à une concentration en bore variable en fonction du temps. Les résultats sont présentés dans le tableau 1.6.

$C_b$	0	250	450	650	850	1200
U-235	5,18	2,94	1,62	0	-1,3	-3,42
Pu-239	6,26	3,43	1,12	-1,14	-3,04	-5,76
Pu-240	1,95	1,26	1,72	1,21	0,96	1,06
Pu-241	5,59	3,11	1,11	-1,04	-2,48	-5,17
Pu-242	0,08	0,34	0,34	0,09	0,05	0,36
Am-241	7,93	4,65	2,27	-0,13	-2,27	-5,53

TABLE 1.6 – Différence relative en % dans les inventaires de décharge à 38 GWj/t entre des évolutions à bore constant et une évolution à bore variable

Ce tableau montre que les biais apportés sur les concentrations isotopiques calculées en fin d'irradiation peuvent être de plusieurs %. Les résultats sous-entendent aussi que réaliser une évolution à bore moyen (proche de 600 ppm) donne des biais limités.

### 1.2.1.3 Impact de la lame d'eau

Un autre paramètre qui peut jouer grandement sur l'évolution via l'estimation des taux de fission est la précision de la description géométrique de l'assemblage simulé. En effet, le rapport de modération joue un rôle prépondérant sur le spectre neutronique et la prise en compte ou non de l'espace inter-assemblage, ou lame d'eau, peut jouer fortement sur l'ensemble des sections efficaces moyennes de réaction et donc sur l'évolution du combustible. Pour quantifier ce biais, nous pouvons alors réaliser une évolution d'un assemblage UOX entouré d'une épaisseur de 0,25 cm d'eau (pour une épaisseur totale de la lame d'eau de 0,5 cm) et la comparer à l'évolution de ce même assemblage en configuration infinie sans lame d'eau. Il est important de noter que, du fait du fluage des assemblages en cours d'irradiation induits par les efforts thermo-mécaniques subits, l'épaisseur de cette lame d'eau peut évoluer au cours de l'irradiation.

Les résultats du calcul sont présentés dans le tableau 1.7 et montre bien l'anti-corrélation entre la variation de la section efficace de fission de l'uranium 235 et le niveau de flux neutronique. Notons aussi que la variation de section efficace de l'uranium 238 est plus faible, en valeur

absolue, que celle du niveau de flux ce qui implique une variation de la quantité de plutonium produite en fin de cycle (représentée par la grandeur  $^{239}\text{Pu}_{EOC}$ ).

	$^{235}\text{U}(n, f)$	$^{239}\text{Pu}(n, f)$	$^{238}\text{U}(n, \gamma)$	$\phi$	$^{235}\text{U}_{EOC}$	$^{239}\text{Pu}_{EOC}$
$\delta X/X$ (en%)	5,67	5,05	1,43	-5,46	-4,63	-7,03

TABLE 1.7 – Différence relative en % de différentes observables (sections efficaces moyennes, flux et inventaires) avec et sans prise en compte de la lame d'eau dans les simulations d'assemblages

L'inventaire du plutonium 239 en fin de cycle est directement lié au rapport des sections efficaces de capture de l'uranium 238 sur celle de disparition du plutonium 239. En effet, pour des burn-up supérieurs à 35 GWj/t environ on peut supposer que cet isotope est à l'équilibre comme le montre la figure 1.9.

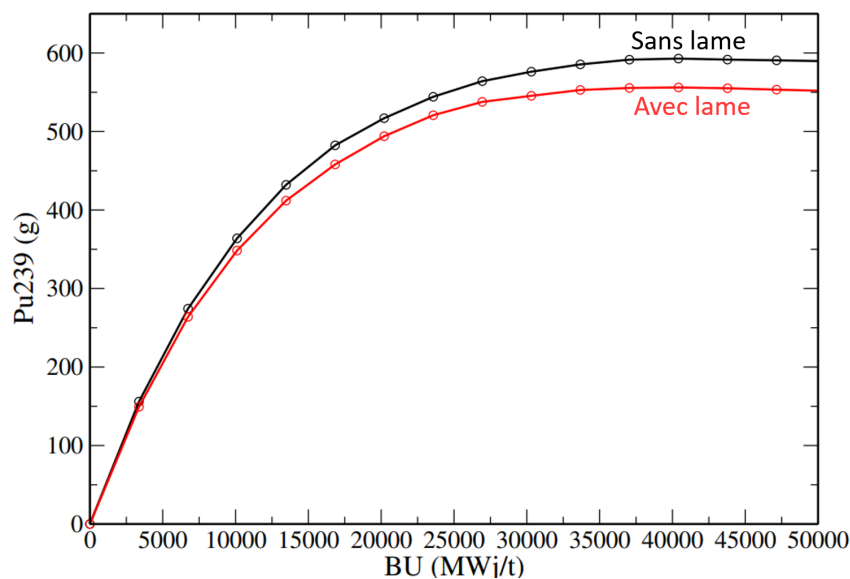


FIGURE 1.9 – Evolution du plutonium 239 dans un assemblage UOX avec et sans prise en compte de la lame d'eau inter-assemblage (figure tirée de la thèse d'Alice Somaini)

Les variations relatives induites par la lame d'eau, plus importantes sur la section efficace du plutonium 239 rapportées à celle de l'uranium 238, expliquent alors cette baisse relative d'inventaire du plutonium 239 à l'équilibre. La production plus faible de cet isotope induit alors une baisse du taux de fission du plutonium qui est alors compensée par une augmentation du taux de fission de l'uranium 235 pour assurer la production de la puissance (qui est une contrainte ici). Nous obtenons par conséquent une consommation plus élevée de cet isotope d'uranium dans la configuration avec la lame d'eau.

Par cet exemple, nous montrons l'importance de la description géométrique dans les calculs d'évolution. Une faible augmentation de la proportion d'eau dans l'assemblage conduit alors une forte modification du spectre qui se répercute dans l'évolution des matières de par la normalisation à la puissance de l'évolution. Une omission des tubes guides par exemple dans la description de la géométrie de l'assemblage pourrait, de la même manière, conduire à une augmentation artificielle de la quantité d'eau et biaiserait alors grandement les résultats.

### 1.2.2 Prise en compte de la physique à l'échelle du coeur

Au-delà des biais classiques de modélisation de l'échelle assemblage, l'hypothèse d'une évolution infinie qui serait représentative de l'ensemble du coeur demande à être vérifiée. Comme nous l'avons vu dans la première section de ce chapitre, le caractère infini de la simulation

joue sur le spectre neutronique, notamment via les fuites. Cette section résume l'impact de ces effets de spectre sur l'évolution des inventaires, d'abord en étudiant les fuites axiales, puis en nous focalisant sur les interactions entre les assemblages pour enfin regarder les assemblages en périphérie.

### 1.2.2.1 Impact des fuites axiales

Rappelons tout d'abord que les fuites axiales impactent le spectre neutronique dans le combustible, au voisinage de l'interface. Deux effets induits par les fuites de neutrons sont alors à prendre en compte : une évolution axiale du niveau de flux mais aussi une évolution axiale du spectre neutronique et donc des taux de réactions moyens. Rappelons ensuite que le buckling de l'assemblage joue un rôle important sur le spectre au centre de l'assemblage qu'il faut prendre en compte. Dans un REP, où les assemblages font 4 mètres de long et où le spectre neutronique est thermique, cet effet de buckling est relativement faible, voire négligeable au vu des biais évoqués dans ce travail. Par contre, pour un système innovant et de taille réduite, type SMR en spectre épi-thermique, cet effet doit être pris en compte pour une estimation correcte du spectre au centre de l'assemblage.

Pour étudier cet effet, nous avons considéré un assemblage de taille complète (4m), discrétisé en  $z$  et présentant des conditions de réflexion en  $x$  et en  $y$  avec 3 options pour le traitement des fuites axiales :

- Ouvert, c'est-à-dire en considérant du vide en haut et en bas de l'assemblage.
- Modéré (ou complet), c'est-à-dire en considérant une épaisseur suffisante (soit supérieure à quelques libres parcours moyens des neutrons) de modérateur en haut et en bas de l'assemblage.
- Réfléchi (ou fermé), c'est à dire en considérant que le haut et le bas de l'assemblage sont des zones réfléchissantes.

Il est important de noter que pour l'ensemble de ces 3 configurations, la puissance totale est maintenue constante. Les évolutions du plutonium 239 dans les zones extrêmes et centrale sont représentées dans la figure 1.10 sur laquelle on voit clairement les évolutions différentes des zones situées aux extrémités dues à l'effet de spectre.

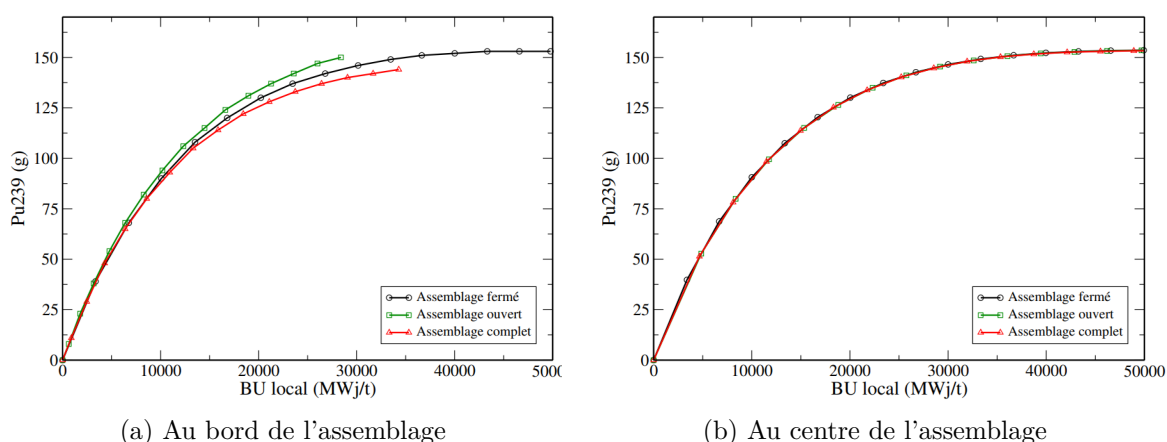


FIGURE 1.10 – Evolution locale de la quantité de plutonium 239 pour les trois configurations étudiées (figure issue de la thèse d'Alice Somaini)

Cet effet de spectre local, dans le cas d'un REP est responsable de biais forts dans l'estimation des inventaires à burn-up constant comme indiqué dans le tableau 1.8 qui recense

l'ensemble des écarts pour les différents actinides d'intérêt entre les trois configurations. La configuration totalement réfléchie est choisie ici comme référence car c'est celle qui est utilisée dans les calculs de scénarios ou dans la construction des métamodèles pour les codes de simulation du cycle comme nous le verrons dans le chapitre suivant.

Isotope	Ecart de la configuration ouverte	Ecart de la configuration modérée
$^{235}\text{U}$	4,95	2,28
$^{239}\text{Pu}$	-0,76	-0,93
$^{240}\text{Pu}$	-1,35	-0,76
$^{241}\text{Pu}$	-1,81	-1,31
$^{242}\text{Pu}$	2,46	1,20
$^{241}\text{Am}$	-3,74	-2,40
$^{243}\text{Am}$	6,59	3,44

TABLE 1.8 – Différence relative en % des quantités de chaque isotope comparées à celles d'un calcul 100% réfléchi à 40 GWj/t

A ces écarts relativement importants, il faut aussi considérer une évolution différente des  $k_\infty$  qui rajoute un biais dans le calcul du burn-up maximal atteignable. Le calcul infini présente une sur-estimation de ce temps de cycle maximal comparé aux configurations modérée et ouverte. L'écart est compris entre 7 et 9,5 % suivant le nombre de rechargements considérés.

Notons que cet écart sur le temps de cycle impacte peu les écarts observés pour les isotopes du plutonium comme ceux-ci sont presque tous à l'équilibre après de telles irradiations. Cependant, pour les isotopes des américiums et des curiums, l'écart sur le burn-up en fin de cycle rajoutera un biais très fort sur les estimations des inventaires de décharge. De même, le calcul de la consommation d'uranium naturel normalisée à la production électrique sera fortement impacté par ce biais dans l'estimation du burn-up maximal atteignable.

### 1.2.2.2 Cross-talking entre assemblages

L'étude des fuites radiales doit tout d'abord prendre en compte l'impact croisé des assemblages voisins dans les calculs d'évolution. Ceci est particulièrement vrai dans les coeurs hétérogènes comme les coeurs MOXés par exemple, mais peut l'être aussi pour des réacteurs UOX. Pour les coeurs hétérogènes, une configuration de calcul assemblage dite "entourée" est souvent envisagée. Pour vérifier l'impact des assemblages environnants, plusieurs évolutions d'un assemblage environné de 8 autres ont été comparées, en faisant varier les compositions des assemblages environnants. Ces compositions ont été tirées d'évolutions infinies et extraites à 15 et 30 GWj/t. 4 configurations ont été considérées suivant le burn-up des différents assemblages voisins :

- 8 assemblages avec une composition à 15 GWj/t
- 8 assemblages avec une composition à 30 GWj/t
- Les 4 assemblages des coins avec une composition à 15 GWj/t et les 4 autres avec une composition à 30 GWj/t
- La configuration inverse de la précédente.

Le caractère évoluant des assemblages environnants a aussi été considéré.

Pour analyser les résultats, il faut garder à l'esprit que, pour un assemblage UOX, le spectre se durcit pendant l'évolution et par conséquent, l'impact sur le spectre neutronique de l'assemblage d'étude sera d'autant plus fort que les voisins ont une composition éloignée de celle étudiée. Par conséquent, dans le cas où les 8 voisins de l'assemblage d'étude ont une

composition fixe de 15GWj/t, la présence d'assemblages voisins a pour conséquence de durcir le spectre d'étude jusqu'au BU de 15GWj/t puis de l'adoucir. Au final, cet impact des assemblages environnants reste relativement faible sur l'évolution globale soit inférieur à 1% dans le cas des réacteurs UOX.

Dans le cas de réacteur hétérogène, comme les réacteurs MOX par exemple, cet effet est beaucoup plus important. En effet, une évolution infinie d'un assemblage MOX représente une situation où le spectre neutronique est beaucoup plus rapide que dans le cas où le MOX serait environné d'UOX, et ce quel que soit la composition des UOX. Ainsi, il n'est pas judicieux d'utiliser une évolution d'un assemblage MOX sans environnement pour représenter les réacteurs REP 900 MOXé.

Notons aussi que pour une simulation plus réaliste, les assemblages environnants sont rechargés et leur composition est amenée à évoluer. Pour étudier cet effet, nous pouvons alors considérer la configuration représentée dans la figure 1.11 où nous étudions l'évolution de l'assemblage central en deux temps : une première évolution de 0 à 15 GWj/t puis une deuxième de 15 à 30 GWj/t. Dans cette géométrie, les ratios de modérateurs et d'aciers ne sont pas réalistes, et les résultats ne sont donc probablement pas directement extrapolables à une situation réelle. Ici, la présence de modérateur est probablement sur-estimée et conduit donc à une thermalisation du spectre importante afin d'obtenir un cas enveloppe des écarts possibles avec une irradiation en configuration infinie. Pendant la première partie de l'évolution, les assemblages environnants sont considérés comme plus vieux, ayant déjà subi une campagne d'irradiation. Ainsi, le burn-up de ces assemblages varie de 15 à 30 GWj/t pendant cette première phase d'irradiation. Lors de la deuxième phase, l'assemblage d'étude est déplacé et est maintenant entouré d'assemblages neufs dont le burn-up va évoluer de 0 à 15 GWj/t.

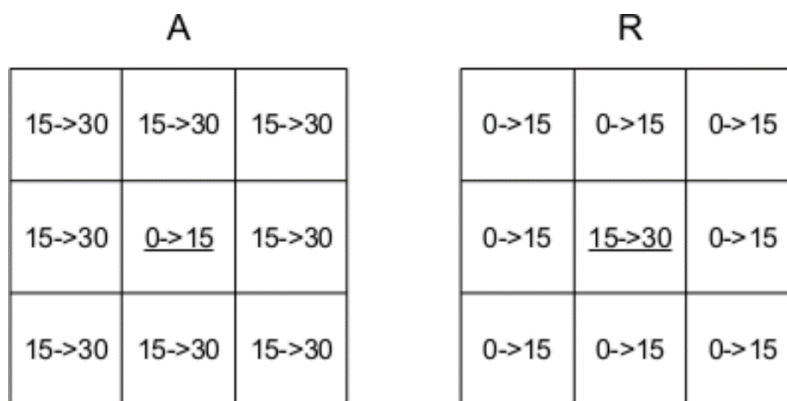


FIGURE 1.11 – Représentation du schéma considéré pour quantifier l'impact du voisinage évoluant sur la simulation de l'évolution du combustible central (figure tirée de la thèse d'Alice Somaini)

Il faut noter que cette configuration est assez peu représentative d'une irradiation réelle mais son côté académique permet de majorer les effets de spectre induits par les assemblages environnants. En effet, lors de la première phase, les assemblages environnants durcissent largement le spectre d'étude alors qu'ils l'adoucissent pendant la deuxième phase. Nous souhaitons ainsi mettre en évidence les effets de compensation possibles à l'oeuvre dans l'étude de l'impact du voisinage. L'évolution de la masse de plutonium 239 est représentée dans la figure 1.12.

L'observation de la courbe bleue montre que lors de la première phase de l'irradiation, le comportement de l'évolution tend vers la courbe rouge, représentative d'assemblages voisins non évoluant et d'un spectre intermédiaire. Au moment du rechargement, (à 15 GWj/t) on aperçoit un léger décrochage de la courbe caractéristique du changement de spectre induit par le rechargement. On notera que l'ensemble des trois évolutions sont très proches et que les inventaires de décharges sont très proches et que les biais de simulation sont très légers.

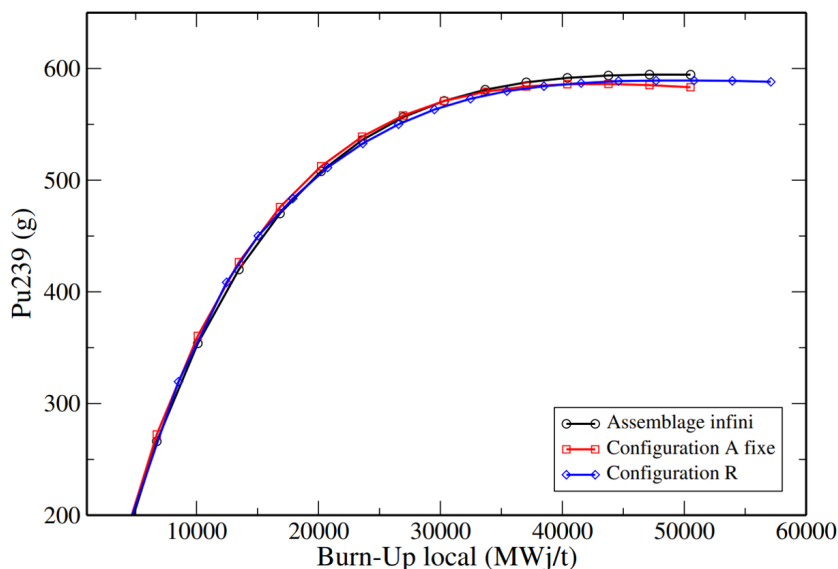


FIGURE 1.12 – Evolution de la quantité de plutonium en fonction du burn-up dans l’assemblage d’étude pour trois configurations différentes : R représente la configuration représentative du rechargement et A représente la configuration où tous les assemblages environnants sont à une composition fixe issue d’une évolution à 15 GWj/t, comparée à une configuration infinie (figure tirée de la thèse d’Alice Somaini)

### 1.2.2.3 Assemblages en périphérie

A l’image des fuites axiales, les fuites radiales ont deux effets : un effet global induit par le buckling du réacteur et un effet local dû à la présence de modérateur pour les assemblages situés en périphérie. Un protocole similaire à celui du paragraphe précédent a été mis en place pour étudier ces effets de fuite.

Comme pour le cas des fuites axiales, dans un REP, la distance caractéristique est suffisamment grande pour négliger les effets de buckling. Nous allons donc omettre ces considérations ici, bien que pour un cœur plus petit type SMR, cet effet peut devenir important comme les sections efficaces au centre du réacteur peuvent varier de quelques %.

Pour l’impact local, 6 assemblages représentatifs d’un coin du réacteur, et représentés dans la figure 1.13, sont considérés. Là encore, plusieurs configurations d’évolution sont étudiées et nous retenons que les assemblages situés à la périphérie subissent une irradiation plus faible que celle des assemblages centraux (burn-up de décharge moins élevé). Combiné à l’effet de spectre, l’écart sur les inventaires en fin d’irradiation sur le plutonium peut atteindre plus de 7%.

La prise en compte du rechargement devrait permettre d’atténuer ces effets de flux et de spectre. On peut alors distinguer deux types de mouvements : les mouvements qui amènent les assemblages du centre vers la périphérie (IN  $\rightarrow$  OUT) ou l’inverse (OUT  $\rightarrow$  IN). La figure 1.14 présente les évolutions des quantités de plutonium dans les assemblages de la périphérie en fonction de leur position (pour les courbes A1 et A5) ainsi que pour un assemblage évoluant de la position A5 vers la position A1 et inversement. Sur cette courbe, l’évolution de l’assemblage infini est aussi représentée en point de comparaison.

On voit alors sur ces figures le burn-up local du déplacement comme l’instant où la courbe décroche l’évolution représentative de sa position. Dans le cas du mouvement IN  $\rightarrow$  OUT, nous n’observons aucun effet mémoire de la précédente évolution et une modélisation de l’assemblage dans sa position finale représente très bien l’évolution de l’assemblage qui a été déplacé. De la même manière, le mouvement OUT  $\rightarrow$  IN peut être représenté par une

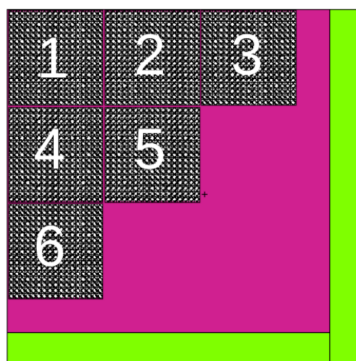


FIGURE 1.13 – Représentation schématique des assemblages d'étude pour l'étude de l'impact des fuites radiales sur les simulations d'évolution (figure tirée de la thèse d'Alice Somaini)

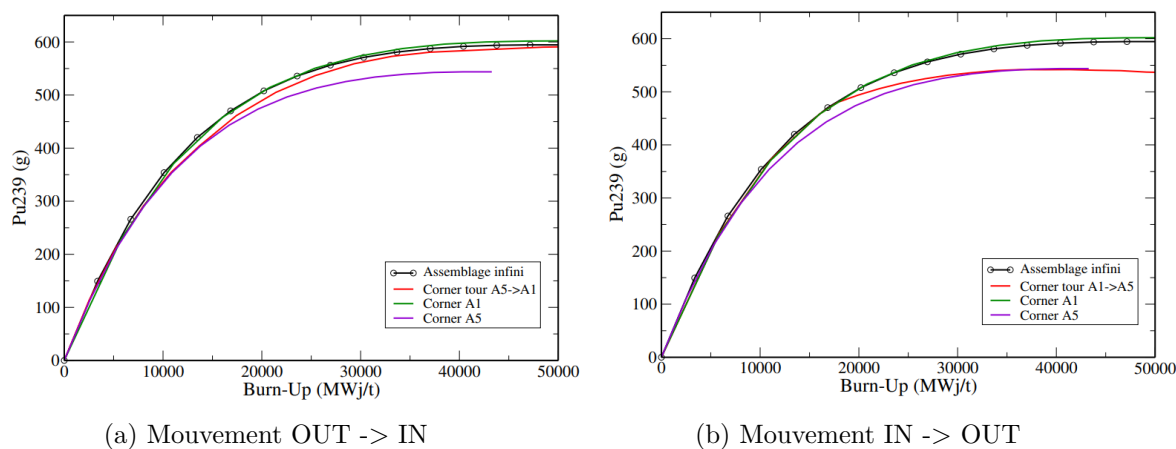


FIGURE 1.14 – Evolution des quantités de plutonium dans les assemblages de la périphérie selon leur placement ou déplacement (figure issue de la thèse d'Alice Somaini)

modélisation d'un assemblage infini en limitant largement les biais.

De cette étude, nous pouvons retenir que les assemblages situés à la périphérie subissent une évolution différente des assemblages au centre. Les premiers voisins sont par contre peu impactés et, dans un réacteur homogène, les effets de voisinage sont assez limités. Un grand cœur qui limite les effets de buckling sera alors bien représenté par une évolution infinie pour tous les assemblages qui terminent leur irradiation au centre et une évolution représentative de la périphérie pour les assemblages qui terminent leur irradiation à la périphérie.

Une bonne représentation des conditions en fin d'irradiation semble plus importante qu'une bonne description de l'historique de l'évolution. Nous pouvons tenter d'expliquer cela par le fait que les équations d'évolution sont des équations différentielles qui peuvent être supposées du premier ordre. Selon cette hypothèse, les solutions tendent donc toutes vers le même état final, et ce quel que soit le transitoire. Pour bien estimer les inventaires de décharges, il faut préférer bien caractériser l'état final plutôt que le transitoire.

#### 1.2.2.4 Remontage sur un cœur complet

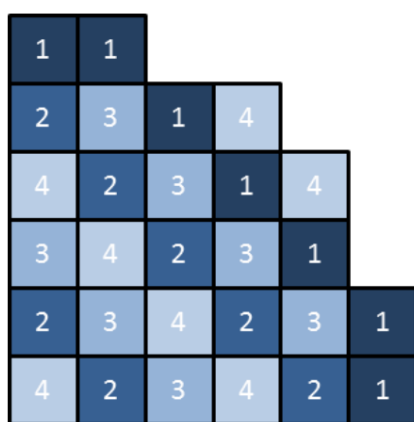
Les précédents paragraphes illustrent les limites des calculs d'évolution infinie à un groupe. En pratique, pour des calculs précis, un schéma en deux étapes est nécessaire pour estimer correctement les effets des fuites et la modulation aux limites du cœur. Dans les études de scénarios, comme nous le verrons dans le chapitre suivant, les études pour les réacteurs thermiques sont principalement basées sur des calculs d'évolutions d'assemblages infinis. Ce

paragraphe cherche alors à quantifier les biais, au niveau global, d'une telle démarche.

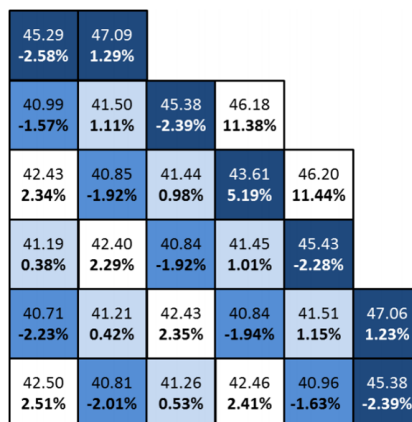
Concernant les assemblages en périphérie, il semble que la tendance dans les plans de chargement actuels serait d'utiliser les assemblages neufs en périphérie afin d'éviter au maximum les points chauds, à l'exception des assemblages qui sont le plus proches de la cuve. En effet, ces assemblages seront responsables de la fluence cuve (et donc de son endommagement) et on préfère alors mettre des assemblages usés à ces positions. La proportion des assemblages qui terminent donc leur irradiation par un positionnement en périphérie varie de 3,5% pour un REP 1450 à près de 10% pour un REP 900. Les biais dus à l'environnement et à la position des assemblages quantifiés dans les deux paragraphes précédents sont donc à pondérer par la proportion d'assemblages concernés. Nous pouvons conclure que l'influence de la localisation est relativement faible sur les inventaires de décharge dans un réacteur homogène.

En revanche, l'effet des fuites axiales est applicables à 100% des assemblages puisqu'ils sont tous concernés. Les quelques % de biais sur les inventaires en plutonium étant valables pour l'ensemble du combustible, nous retiendrons cet ordre de grandeur comme erreur typique induite par la modélisation de l'évolution.

Afin de vérifier la démarche du remontage des simulations, nous réalisons un calcul coeur complet en Monte-Carlo et en évolution sur une configuration académique, 100% UOX comportant 112 assemblages et rechargé par  $\frac{1}{4}$ . Une représentation de la configuration du calcul imaginé est montrée dans la figure 1.15 (a). Dans cette figure, le numéro affecté à chaque assemblage représente le nombre de cycles d'irradiation subis par l'assemblage considéré. Quant à elle, la figure 1.15 (b) représente une image du spectre neutronique après 10 GWj/t d'irradiation moyenne via la valeur de la section efficace moyenne de fission de l'uranium 235. Le pourcentage indiqué montre l'écart avec un calcul assemblage infini pour le même niveau d'irradiation.



(a) Plan de chargement



(b) Section efficace moyenne de fission de l'uranium 235 et écart pour chaque assemblage avec un calcul infini

FIGURE 1.15 – Simulation d'un  $\frac{1}{4}$  de coeur simplifié (figure issue de la thèse d'Alice Somaini)

Cette deuxième figure montre que pour un coeur de cette taille, les effets de fuites, à un instant donné, ne sont pas négligeables. La reconstruction d'un coeur à un instant donné à partir de calculs infinis pour la détermination d'une nappe de flux n'est donc pas pertinente. Les considérations précédentes pour l'estimation des inventaires de décharge nous conduisent à considérer, pour chaque rechargement de 7 assemblages, deux possibilités (28 assemblages au total rechargé par quart). La première consiste à supposer 7 évolutions infinies identiques alors que la deuxième prend en compte 5 évolutions infinies et 2 évolutions d'assemblage à la périphérie. Les écarts observés sont présentés dans le tableau 1.9 et montrent que la prise en compte d'assemblages périphériques diminue grandement les biais observés.

$\Delta\%$	$\infty * 7$	$\infty * 5 + 2R_{15}$
$^{239}\text{Pu}$	2,91	-0,8

TABLE 1.9 – Écarts des inventaires du  $^{239}\text{Pu}$  des assemblages à la décharge après 10 GW j/t d'irradiation pour une modélisation infinie et pour une modélisation améliorée avec la prise en compte des 2 assemblages périphériques par rapport à la simulation cœur

Cette section vient de présenter la méthode numérique du calcul de l'évolution des matières en réacteur. Celle-ci considère très souvent des configurations infinies qui impliquent un biais dans la résolution de l'équation du transport comme nous l'avons vu dans la première section de ce chapitre.

Les considérations sur le traitement du bore, dissout dans l'eau primaire pour contrôler la réactivité en opération, ainsi que sur le traitement de la géométrie, amènent des erreurs de calculs qui peuvent être très importantes.

Nous avons alors tâché de quantifier et de comparer les différentes sources d'incertitudes de l'ensemble de ces paramètres. Nous montrons que sur une quantité de première importance comme le plutonium, les calculs d'évolution sur une géométrie d'assemblage infinie peuvent amener des biais de plusieurs % qu'il faudra alors prendre en compte dans les études de cycle. Il faut noter que ces nombreuses sources d'erreurs peuvent se compenser plus ou moins fortement, ce qui rend complexe le travail d'analyse pour hiérarchiser les paramètres de simulation.

### 1.3 Les incertitudes induites par les données nucléaires

Les deux sections précédentes montrent que les résultats des calculs d'évolution peuvent être grandement biaisés à cause des approximations nécessaires dues à la résolution de l'équation du transport d'une part et lors du couplage avec les équations d'évolution d'autre part. Lors de l'étude d'un concept particulier, ces biais deviennent des incertitudes qu'il est nécessaire de comparer aux incertitudes imputables aux données nucléaires. La propagation de ces incertitudes dans les calculs d'évolution a occupé une partie de nos efforts depuis 2014. En effet, nous avons cherché à explorer les méthodes de propagation possibles et développer des routines qui permettent ces estimations.

Il existe deux méthodes qui permettent de propager les incertitudes des données nucléaires : la méthode Total Monte-Carlo (dite TMC) [RKvdM<sup>+</sup>11] et la théorie des perturbations généralisées [Gan87] (noté GPT dans la suite) . La méthode TMC consiste à tirer aléatoirement les paramètres du modèle optique du noyau ce qui permet de créer un grand nombre de bases de données neutroniques, dont la dispersion est représentative de l'incertitude des données nucléaires. Ensuite, il faut piocher aléatoirement dans ces évaluations pour réaliser les évolutions à l'aide de SMURE. Cette méthode, très coûteuse en temps de calcul, permet alors de calculer les erreurs liées aux évaluations d'un noyau. Il est par contre difficile de comprendre quelles sont les sources prépondérantes d'incertitudes (quelle réaction et pourquoi) devant les très nombreuses contre-réactions en physique des réacteurs.

Nous avons alors étudié les possibilités d'application de la théorie des perturbations généralisées en évolution aussi bien à des réacteurs à neutrons thermiques qu'à des réacteurs à neutrons rapides afin de bien comprendre les possibilités et les limites d'une telle théorie. C'était, entre autres, un des objectifs du projet SEC financé par NEEDS (Sensitivity Coefficient Comparison) qui a permis de confronter les méthodes développées par l'IN2P3 aux méthodes de l'IRSN, du CEA et d'EDF. Cette méthode, bien que moins précise, est beaucoup plus rapide, surtout dès qu'il s'agit d'étudier des incertitudes sur des observables locales, différentes du coefficient de multiplication ou du temps moyen de génération par exemple.

La mise en application de ces méthodes dans le cadre d'une collaboration avec l'équipe

GRACE de l'IPHC de Strasbourg dans le cadre de la thèse d'Eliot Party nous a permis de repenser un peu ces deux méthodes de propagation et de construire une approche globale et couplée, tirant le meilleur parti des deux pour les calculs statiques.

L'application de la théorie des perturbations généralisées pour les calculs d'évolution est encore à l'étude et demande encore de nombreux développements, spécifiquement pour les réacteurs thermiques. Cependant, en spectre rapide, les travaux effectués avec Polbrat Olbratowski de l'université de Cracovie ont conduit à des résultats très intéressants et qui mettent en évidence les spécificités des schémas de calcul dans la propagation des incertitudes.

### 1.3.1 Incertitude sur les calculs de criticité

Historiquement, la propagation des incertitudes des données nucléaires a d'abord été envisagée par la méthode des perturbations généralisées. Au début des années 2000, la méthode TMC est apparue et s'est démocratisée avec la construction de la bibliothèque TENDL [RKS<sup>+</sup>17] et avec l'augmentation de la puissance de calcul disponible.

Ces deux méthodes, souvent mises en compétition, ont pourtant des philosophies très différentes et les informations apportées par les deux approches sont complémentaires. Alors que la théorie des perturbations repose sur un calcul de sensibilité (qui peut être vu comme un calcul aux dérivées partielles), la méthode TMC cherche une incertitude globale en prenant, par construction, l'ensemble des compensations possibles. Ainsi la première méthode offre un outil d'analyse aux physiciens pour comprendre et hiérarchiser les importances des différents processus physiques, tandis que la seconde permet de quantifier précisément l'incertitude induite par la mauvaise connaissance du noyau.

Pour calculer les incertitudes sur une observable à partir des coefficients de sensibilité, il faut connaître la matrice de corrélation des paramètres comme le montre la formule 1.17 où  $var(k_{eff})$  représente la variance du coefficient de multiplication des neutrons,  $S_\sigma$  le vecteur des coefficients de sensibilité et  $S_\sigma^T$  sa transposée (avec autant d'éléments dans le vecteur que de réactions et de groupes en énergie considérés) et  $cov(\sigma, \sigma)$  la matrice de covariance des différents paramètres :

$$var(k_{eff}) = S_\sigma^T cov(\sigma, \sigma) S_\sigma \quad (1.17)$$

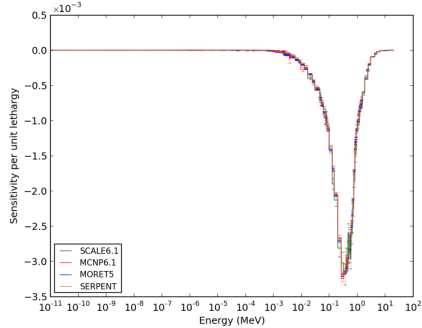
Cette formule peut bien évidemment s'appliquer à d'autres observables que le  $k_{eff}$ , et le lecteur pourra l'extrapoler à sa convenance. La méthode TMC calcule donc la variance de l'observable (via un grand nombre de calculs différents et indépendants) et la méthode GPT calcule les coefficients de sensibilité. Il faut donc la connaissance des incertitudes sur chaque section efficace et à chaque énergie de neutron incident ainsi que leurs corrélations pour ainsi faire le lien entre les deux méthodes.

#### 1.3.1.1 Calcul des coefficients de sensibilité en Monte-Carlo

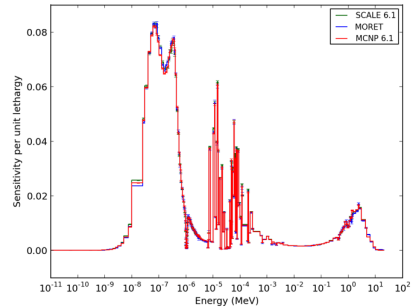
Pendant plusieurs années, la méthode GPT était réservée aux codes déterministes et le TMC aux codes Monte-Carlo. La raison principale vient du fait que le calcul des coefficients de sensibilité nécessite le flux adjoint, grandeur facilement accessible en déterministe et que les sections efficaces produites pour le TMC sont directement utilisables avec des codes comme MCNP et SERPENT.

Récemment, nous avons pu être témoin d'un renouveau dans les codes Monte-Carlo qui permettent maintenant de calculer les coefficients de sensibilité. C'est en effet possible avec MCNP depuis la version 6. A l'IN2P3, Manuele Aufiero et Adrien Bidaud ont permis de belles avancées, maintenant intégrées au code SERPENT2 qui peut calculer les sensibilités de n'importe quelle observable à n'importe quel paramètre [AMF16].

Afin de vérifier les différentes méthodes embarquées dans ces codes, nous avons benchmarké les codes sur des calculs de sensibilité aux sections efficaces pour différentes configurations. Les figures 1.16 montrent les résultats des comparaisons de profils de sensibilité obtenus avec plusieurs codes dans le cadre du projet SEC, dans lequel l'IN2P3 avait en charge les calculs MCNP6 et SERPENT2.



(a) Jezbel - capture du plutonium 239

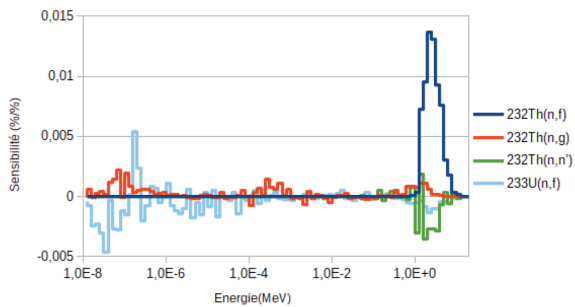


(b) UACSA - fission du plutonium 239

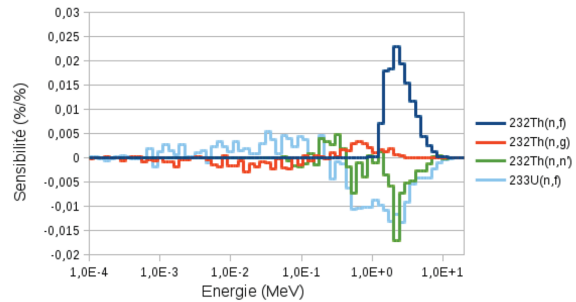
FIGURE 1.16 – Comparaison des calculs de vecteur de sensibilité avec SCALE, MORET et MCNP6.1, réalisée dans le cadre du projet SEC

Ces figures montrent que les méthodes développées pour les codes Monte-Carlo sont opérationnelles et qu'elles donnent des résultats très satisfaisants. Il est donc possible de les utiliser en tirant parti des avantages des codes stochastiques comme par exemple un grand nombre de groupes en énergie pour une visualisation fine des profils de sensibilité.

C'est par exemple ce qui a été fait dans la thèse d'Eliot Party, dédiée à l'étude des sections efficaces caractéristiques du cycle thorium, sur des systèmes thermiques et rapides où une hiérarchisation de la précision de différentes réactions a été établie pour obtenir une précision cible sur plusieurs observables comme la fraction de neutrons retardés dont les profils de sensibilité sont représentés dans la figure 1.17.



(a) Cas d'un calcul assemblage REP



(b) Cas d'un calcul coeur ASTRID

FIGURE 1.17 – Vecteurs de sensibilité de la fraction de neutrons retardés à plusieurs réactions typiques du cycle thorium pour deux réacteurs différents (figures issues de la thèse d'Eliot Party)

### 1.3.1.2 Construction des matrices de covariance avec TENDL

Pour concilier la méthode GPT avec celle TMC et comparer les variances des observables, il faut les matrices de covariance à disposition. Dans le cadre de la thèse d'Eliot Party, nous avons voulu tirer parti de l'information contenue dans les bases de données TENDL pour reconstruire des matrices de covariances. A titre de rappel, les bases de données TENDL sont construites en tirant aléatoirement les paramètres du modèle optique dans l'évaluation des

sections efficaces. La bibliothèque TENDL est en réalité une "bibliothèque de bibliothèques" comportant un grand nombre d'évaluations. Pour le thorium par exemple, nous avons à disposition 300 évaluations de l'uranium 233 et 300 évaluations du thorium 232 dont la dispersion est représentative des incertitudes sur les données expérimentales.

La méthode TMC classique consiste à utiliser chacune de ces évaluations pour faire un calcul de l'observable considérée. Nous avons préféré traiter ces données pour construire la matrice de corrélation via l'estimateur empirique des corrélations rappelé dans l'équation 1.18 où  $i$  et  $j$  représentent deux réactions différentes,  $g$  et  $g'$  deux groupes d'énergie différents :

$$\text{cov}(\sigma_i^g, \sigma_j^{g'}) = \frac{E(\sigma_i^g \sigma_j^{g'}) - E(\sigma_i^g)E(\sigma_j^{g'})}{\sqrt{\text{var}(\sigma_i^g)}\sqrt{\text{var}(\sigma_j^{g'})}} \quad (1.18)$$

Ainsi, il est possible, de construire, à partir des données TENDL, des matrices de corrélation comme celle de fission de l'uranium 233 illustrée en figure 1.18 par exemple.

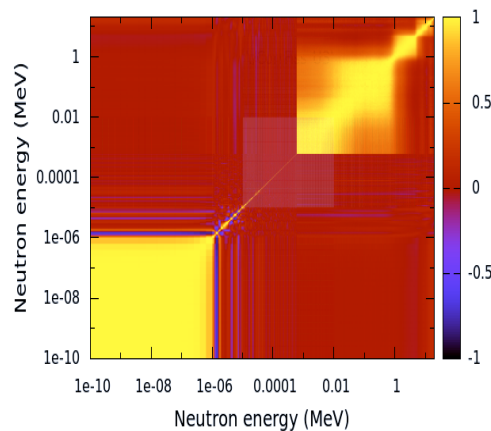


FIGURE 1.18 – Matrice de corrélation de la réaction  $^{233}\text{U}(n, f)$  en fonction de l'énergie

Il est alors légitime de se poser la question du nombre de groupes nécessaire pour la construction de cette matrice et plus spécifiquement du découpage en énergie. Dans le cadre de la thèse d'Elot Party, nous avons décidé d'avoir un binning uniforme en léthargie, ce qui n'est certainement pas un découpage optimal mais qui a le mérite d'être simple à mettre en oeuvre. Une étude paramétrique sur la validité de la méthode a été effectuée en fonction du nombre de groupes considérés et les résultats sont présentés dans la figure 1.19 qui représente les incertitudes totales sur le  $k_{eff}$  induites par les données nucléaires du  $^{232}\text{Th}$  en bleu et par celles de  $^{233}\text{U}$  en rouge pour un assemblage REP thorié en fonction du nombre de groupes pour les vecteurs de sensibilité.

Sur cette figure, on voit très clairement l'influence du nombre de groupes et l'importance de prendre un nombre de groupes suffisant. Dans la suite, nous considérons 1000 groupes pour chaque calcul en supposant alors la méthode valable puisque l'erreur sur l'incertitude est de l'ordre de 3% de sa valeur.

### 1.3.1.3 Application pour l'étude de systèmes innovants

Cette méthode a donc été appliquée à l'étude des incertitudes sur le  $k_{eff}$  et le sur  $\beta_{eff}$  d'un REP et d'un RNR caloporté au sodium et à faible coefficient de vidange (dans une configuration proche d'ASTRID). Pour l'estimation des incertitudes sur ces paramètres intégraux, les matrices de covariance issues de la base de donnée JEFF 3.3 ont été utilisées comme elles reflètent l'état de l'art dans les études des incertitudes. Les incertitudes totales sont reportées dans le tableau 1.10.

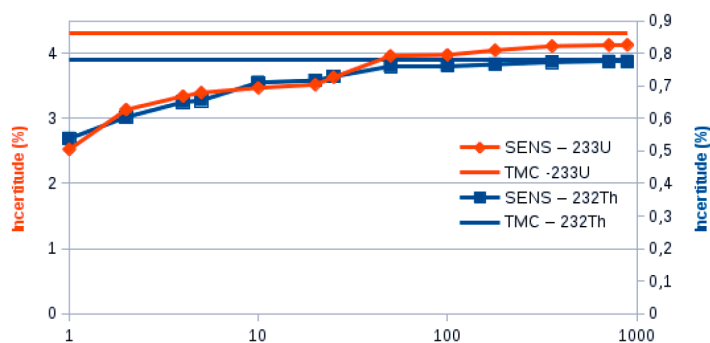


FIGURE 1.19 – Comparaison de la méthode TMC avec la GPT, appliquées au calcul de  $k_{eff}$ , en utilisant la construction des matrices de covariance à partir de TENDL suivant le nombre de groupes en énergie considérés (figure issue de la thèse d'Eliot Party)

REP		ASTRID	
$k_{eff}$	$\beta_{eff}$	$k_{eff}$	$\beta_{eff}$
0,49%	0,22%	1,145%	0,61%

TABLE 1.10 – Incertitudes induites par les données nucléaires du thorium et de l'uranium dans le cas de calculs de criticité d'un assemblage REP infini et d'un coeur ASTRID

Par décomposition de variance, il est alors possible d'identifier la part de l'incertitude de chacune des réactions dans l'incertitude globale. Les résultats sont compilés dans le tableau 1.11.

	REP		ASTRID	
	$k_{eff}$	$\beta_{eff}$	$k_{eff}$	$\beta_{eff}$
$^{232}\text{Th}(n, fis)$	0,1	56,3	0,1	29,2
$^{232}\text{Th}(n, \gamma)$	56	1,8	39,9	0
$^{232}\text{Th}(n, el)$	0,4	0,6	0,4	2,4
$^{232}\text{Th}(n, n')$	0	24,1	0	56,3
$^{232}\text{Th}(n, 2n)$	0	0,4	0	0
$^{233}\text{U}(n, fis)$	26,9	1,1	24	2
$^{233}\text{U}(n, \gamma)$	14,7	0,6	34,6	0
$^{233}\text{U}(n, el)$	0	6,8	0,1	0
$^{233}\text{U}(n, n')$	0	0	0	0,7

TABLE 1.11 – Part en % de chacune des réactions dans la variance totale du  $k_{eff}$  ou du  $\beta_{eff}$  (valeurs tirées de la thèse d'Eliot Party)

Ces résultats illustrent la difficulté de prévoir de l'impact des données nucléaires sur les calculs de réacteurs innovants comme les réactions prépondérantes ne sont pas les mêmes suivant l'observable considérée. De nombreuses autres observables plus complexes doivent alors être prises en compte. Nous pensons tout particulièrement à la distribution de puissance qui doit être particulièrement suivie dans les calculs de gros coeurs thermiques. Le chapitre 4 de ce manuscrit qui propose des perspectives de recherches aura une section dédiée à cette problématique.

### 1.3.2 Incertitudes en évolution

Pour les calculs de propagation des incertitudes en évolution, il faut alors prendre en compte le couplage des équations de Boltzmann et de Bateman dans la théorie des perturbations généralisées ce qui complique grandement les formalismes. Afin de limiter l'impact des inventaires sur le spectre, nous choisissons tout d'abord de nous focaliser sur les systèmes rapides comme

par exemple les réacteurs caloportés au sodium puisque les variations des sections efficaces au cours du cycle sont limitées.

Afin de limiter la puissance de calcul nécessaire, nous avons travaillé sur des assemblages RNR tout en sachant qu'ils ne sont pas représentatifs d'une évolution complète. L'exercice a été fait en collaboration avec Emanuelle Autino, stagiaire au LPSC sous la direction d'Adrien Bidaud. La figure 1.20 présente les évolutions des masses de plutonium et du coefficient de multiplication infini de l'assemblage simulé pour différentes évaluations du plutonium 239 tiré de TENDL.

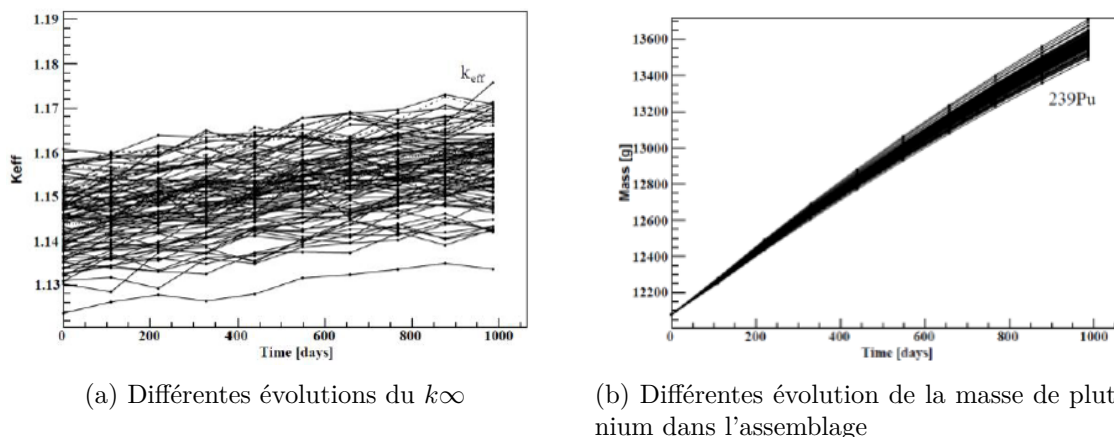


FIGURE 1.20 – Application de la méthode TMC à l'étude de la propagation de l'incertitude des sections efficaces du plutonium 239 en évolution dans un réacteur rapide

Cette figure montre clairement un effet de compensation des incertitudes sur le coefficient de multiplication que l'on n'observe pas sur les incertitudes des inventaires. En effet, l'incertitude sur le  $k_{\infty}$  reste constante en fonction du temps, de l'ordre de 0,8%, alors que l'incertitude relative sur la masse de plutonium 239 augmente au cours de l'évolution jusqu'à atteindre 1% en fin d'évolution.

L'application de la GPT à cet exercice impose de considérer l'équation de Bateman adjointe définie dans l'expression 1.19 où  $A^+$  représente la matrice transposée de la matrice d'évolution,  $N^+$  le vecteur adjoint au vecteur des compositions. Il faut noter que ce vecteur dépend de l'observable étudiée qui est la masse d'un noyau en fin d'irradiation. Il y a donc autant de vecteurs  $N^+$  qu'il y a d'isotopes dont on veut calculer l'incertitude. Pour chacun d'entre eux, la valeur  $N_i^+(t)$  représente la probabilité qu'un noyau  $i$  à l'instant  $t$  soit devenu et soit resté le noyau d'intérêt en fin d'irradiation, soit au temps  $T_f$ . Le symbole  $\delta_{ni}$  signifie que pour tout  $i$  différent de  $n$ ,  $N_i^+ = 0$  et  $N_n^+ = 1$ ,  $n$  représentant l'isotope d'intérêt.

$$\begin{cases} -\frac{dN^+}{dt} = A^+ N^+ \\ N^+(T_f) = \delta_{ni} \end{cases} \quad (1.19)$$

La considération des équations adjointes nous permet alors de calculer l'incertitude des inventaires en fin de cycle grâce à l'expression 1.20 où  $\delta A$  représente l'incertitude de la matrice d'évolution induite par les données nucléaires :

$$\delta N_i = \int_0^{T_f} N \delta A N^+ \quad (1.20)$$

La formule 1.20 est valable si la propagation de l'incertitude d'une section efficace à la matrice d'évolution est constante dans le temps. Cette hypothèse est clairement fautive dans un

réacteur à spectre thermique mais valable dans un réacteur à spectre rapide comme l'évolution des matières ne joue que peu sur le spectre neutronique d'un RNR. Nous pouvons donc utiliser les calculs TMC pour trouver les incertitudes des sections efficaces et les propager grâce à la formule 1.20.

Deux options sont envisageables pour construire cette matrice  $\delta A$  : considérer ou non la conservation de la puissance dans les calculs. Bien que le choix de la conservation de la puissance rende la construction de  $\delta A$  plus difficile, car il faut prendre en compte l'ensemble des contre-réactions induites par le flux neutronique, elle reste tout à fait faisable. Les résultats des calculs sont présentés dans le tableau 1.12 issu du rapport produit par Pzerneck Olbratowski lors de son séjour à Orsay.

Isotope	TMC	GPT (puissance constante)	GPT (puissance non constante)
$^{234}\text{U}$	0,015	0,012	$4.10^{-6}$
$^{235}\text{U}$	0,2	0,4	$1.10^{-7}$
$^{236}\text{U}$	0,14	0,1	$4.10^{-3}$
$^{238}\text{U}$	20	28	$5.10^{-9}$
$^{238}\text{Pu}$	0,81	0,65	$5.10^{-4}$
$^{239}\text{Pu}$	47	45	42
$^{240}\text{Pu}$	30	32	35
$^{242}\text{Pu}$	0,69	0,6	$1,5.10^{-2}$

TABLE 1.12 – Incertitude en gramme sur la composition fin de cycle d'évolution d'un assemblage RNR-Na

Ce tableau montre la relative concordance des calculs GPT avec les calculs TMC si le maintien de la puissance est pris en compte. A l'instar de la propagation des biais de calcul en évolution, cette caractéristique semble gouverner l'ensemble des erreurs, notamment la propagation des erreurs à l'ensemble de la chaîne isotopique. En effet, il est clair qu'un calcul effectué à flux constant et qui ne maintiendrait pas la puissance produite conduirait à des incertitudes qui diminuent pour des isotopes peu produits, comme par exemple l'uranium 236. A l'inverse, un calcul à puissance constante ne permet pas cette convergence des incertitudes. Il est donc fondamental, dans les calculs d'évolution, d'avoir une bonne maîtrise des sources de chaleur pour pouvoir bien caractériser le niveau de flux.

Il faut noter aussi que si l'accord entre la méthode GPT et le TMC est acceptable, il est loin d'être parfait. La première explication peut venir du fait que la matrice perturbée  $\delta A$  ne peut être considérée comme constante en fonction du temps et ce, même dans les systèmes rapides. Un terme de couplage entre Bateman et Boltzmann doit être introduit pour propager correctement les incertitudes dues aux données nucléaires et ainsi construire une matrice  $\delta A$  dépendante du temps.

Nous devons aussi noter que la théorie des perturbations suppose que les variations induites par les incertitudes ne modifie pas le comportement du calcul. Autrement dit, et par définition, la méthode des perturbations est linéaire. Or, les effets de certaines résonances de sections efficaces sont tels sur le spectre qu'une toute petite perturbation dans l'évolution peut conduire à un effet non négligeable sur le spectre neutronique, rendant ainsi caduque l'utilisation de la théorie des perturbations.

Cette dernière section dédiée à l'étude des incertitudes induites par les données nucléaires sur les calculs de réacteurs nous rappelle les deux méthodes envisagées aujourd'hui. Celles-ci sont liées via les matrices de covariances qui intègrent l'ensemble des incertitudes liées aux données nucléaires.

La mise en oeuvre de ces méthodes montrent une erreur relativement faible sur les paramètres intégraux des réacteurs comme le  $k_{eff}$  ou le  $\beta_{eff}$ . En effet, on estime ces erreurs à quelques centaines de pcm, soit bien inférieures aux biais numériques estimés dans la première section de ce chapitre. En revanche, pour les évolutions les erreurs induites sont beaucoup plus importantes et peuvent conduire à plusieurs % sur les masses aux déchargements. Elles sont alors complètement comparables aux biais engendrés par les schémas de calculs. Il faut cependant noter que cette incertitude découle du traitement de la puissance dans les calculs d'évolution. En effet, le fait de considérer la celle-ci comme une constante corréle l'ensemble des taux de réaction et augmente, de fait, les incertitudes induites par les données nucléaires.

## 1.4 Ce qu'on pourra retenir sur la modélisation des réacteurs en évolution

La simulation des réacteurs nucléaire reste encore aujourd'hui un sujet de recherche qui mobilise beaucoup d'effort. S'il fallait encore s'en convaincre, nous pouvons observer les difficultés que rencontre la filière avec l'EPR de Taishan qui met en défaut les chaînes de calcul industriel sur un certain nombre d'observables. La résolution numérique impose en effet des approximations qui induisent des biais à chaque étape du calcul dont les conséquences sont difficilement quantifiables à l'étape suivante. L'ensemble des acteurs de la recherche se mobilise sur l'intégration de méthodes avancées dans les nouveaux codes. APOLLO3 [VFA<sup>+</sup>20], développé par le CEA, par exemple propose de réaliser un calcul transport sur les REP en une seule étape afin d'améliorer la prédictibilité des calculs.

Nous avons choisit ici une approche différente basée sur la quantification des biais à chacune des étapes pour construire les sources d'erreurs dans nos calculs. Ainsi, la première étape du transport, qui permet de construire les grandeurs de diffusion a été exploré afin de voir s'il est possible de calculer les sections efficaces macroscopiques avec les méthodes Monte-Carlo. Même si nous ne retiendrons pas ces méthodes dans le futur, nous en avons compris les limitations.

Cette compréhension de la neutronique nous permet alors d'étudier et d'analyser les effets en évolution. Une fois encore, l'idée n'est pas de proposer un schéma performant, mais plutôt de quantifier les erreurs induites par les méthodes utilisées dans le passé par l'IN2P3. Nous montrons alors que l'échelle du coeur dans les calculs neutroniques doit être prise en compte, dans les réacteurs RNR mais aussi dans les réacteurs REP.

Enfin, cette analyse des erreurs liées à la modélisation ne pourrait être complète si elle n'était pas complété par une réflexion sur les incertitudes induites par les données nucléaires. Les méthodes développées nous permettent alors de quantifier ces erreurs, faible pour les calculs de criticité, mais important pour les calculs d'évolution via la contre réaction imposée par la contrainte de la puissance.



## Chapitre 2

# Irradiation en réacteur dans le code CLASS

Nous avons détaillé dans le premier chapitre les méthodes de modélisation pour la simulation de l'évolution des combustibles sous irradiation afin d'identifier l'énergie produite ainsi que les compositions des assemblages usés, en fonction des compositions des combustibles neufs, de la technologie des réacteurs et de certains paramètres opérationnels comme le burn-up ou le facteur de charge par exemple. Cette modélisation permet d'identifier la consommation d'uranium naturel et la production de déchets selon les différentes stratégies en supposant des paramètres du cycle optimisés et constants. Or ces paramètres, comme le temps de refroidissement des combustibles usés ou le temps de fabrication, peuvent jouer fortement sur les matières disponibles pour la construction des assemblages neufs.

Pendant plusieurs années, le CNRS/IN2P3 a réalisé ses études de scénarios via les calculs d'évolution à l'échelle de l'assemblage pour les réacteurs à spectre thermique, notamment pour simuler les parcs à l'équilibre. Ainsi, l'option des combustibles thoriés pour l'économie des ressources puis pour le recyclage du plutonium a été étudiée dans les thèses de Franco Michel-Sendis [MS06] et de Marc Ernout [Ern14]. Concernant l'étude des potentialités des systèmes rapides, traitée notamment dans la thèse de Julie Brizi [Bri10], les calculs ont été réalisés à partir de simulation de coeurs complets et toujours sans couplage avec un code de cycle.

Aux alentours de 2012, les premières lignes de code de CLASS (Core Library for Advanced Scenario Simulation) [LMT<sup>+</sup>15] sont écrites à Nantes par Baptiste Mougnot sous la direction de Nicolas Thiollière. L'objectif de ce code est de prendre en compte l'échelle complète du parc dans les simulations du cycle et d'intégrer les temps de refroidissement des combustibles usés et les temps de fabrication des combustibles pour comparer les stratégies de recyclage vis-à-vis des ressources et de la production de déchets. L'équipe nantaise, renforcée de Baptiste Leniau et de Fanny Courtin, a réussi à construire un code opérationnel répondant pleinement aux exigences académiques et qui permet d'étudier et de comparer les différentes stratégies possibles pour le futur du parc français. La particularité de ce code est d'avoir intégré des modélisations physiques des réacteurs et ce, dès sa conception. Ainsi, les calculs d'évolution présentés au chapitre précédent permettent de construire des bases de données d'évolution, et des modèles numériques pour la simulation de l'irradiation et de la construction du combustible ont été créés afin d'avoir une représentation fidèle du comportement des matières en réacteur dans le code CLASS.

Ce chapitre présente les dernières avancées et derniers développements des modèles réacteurs développés pour CLASS et ayant été réalisés à Orsay, notamment pendant la maîtrise de recherche de Martin Guillet [Gui19] et la thèse de Léa Tillard [Til19]. Les premiers travaux ont été d'intégrer l'échelle de la physique du coeur dans les calculs de scénarios pour, d'une part,

vérifier les biais engendrés par les calculs assemblages et, d'autre part, proposer une méthodologie qui permette une description aussi fidèle que possible de l'irradiation en REP. Les travaux de Léa Tillard ont, quant à eux, été dédiés à l'intégration d'un modèle de réacteur à neutrons rapides hétérogène, qui prend aussi en compte la physique à l'échelle du coeur, échelle prépondérante dans les réacteurs à neutrons rapides. Avant de rentrer plus en détail dans ces travaux, la première partie de ce chapitre rappelle le principe de fonctionnement de CLASS ainsi que sa philosophie.

## Sommaire

---

<b>2.1</b>	<b>La modélisation physique des réacteurs dans les codes de scénarios : présentation du code CLASS</b>	<b>48</b>
2.1.1	Présentation du code CLASS	49
2.1.2	Le modèle de chargement du combustible	50
2.1.3	Le modèle d'irradiation	51
2.1.4	L'exemple des combustibles REP MOX-Am	51
2.1.4.1	Performance du modèle d'irradiation	53
2.1.4.2	Performance du modèle de chargement	54
<b>2.2</b>	<b>La prise en compte de l'échelle coeur pour les réacteurs thermiques</b>	<b>54</b>
2.2.1	Construction du modèle et performance du modèle	55
2.2.1.1	Calculs cellules	55
2.2.1.2	Grandeurs associées aux réflecteurs	56
2.2.1.3	Plan de chargement	57
2.2.1.4	Gestion de la réactivité et calcul de l'enrichissement initial ou de la teneur en plutonium	58
2.2.2	Performance de cette nouvelle modélisation comparée à celle des réseaux de neurones	59
2.2.2.1	Importance de la discrétisation de la <i>MULTICOMPO</i>	59
2.2.2.2	Importance du paramètre $k_{seuil}$ dans les modélisations assemblages	60
2.2.2.3	Comparaison sur un scénario <i>élémentaire</i> pour la validation du couplage DONJON5/CLASS	63
2.2.3	Application à un scénario "école"	64
<b>2.3</b>	<b>La modélisation des réacteurs à neutrons rapides hétérogènes de type ASTRID</b>	<b>66</b>
2.3.1	Les particularités d'ASTRID	66
2.3.2	Le modèle de chargement	68
2.3.2.1	Identification des contraintes pour la fabrication du combustible	68
2.3.2.2	L'algorithme de construction	68
2.3.2.3	Précision du modèle	70
2.3.3	Le modèle d'irradiation	72
<b>2.4</b>	<b>Ce qu'on pourra retenir sur la modélisation des réacteurs pour les études de cycle</b>	<b>73</b>

---

## 2.1 La modélisation physique des réacteurs dans les codes de scénarios : présentation du code CLASS

Les scénarios et les simulations du cycle permettent d'explorer plusieurs trajectoires possibles pour le futur du parc nucléaire et servent ainsi d'outil de comparaison entre les différentes options possibles. Ils permettent aussi de quantifier les conséquences futures des choix pris

aujourd'hui. Enfin, ils permettent de faire ressortir des trajectoires spécifiques, des histoires, qui rendent possibles des objectifs particuliers et les scénarios deviennent alors des objets de communication. Pour ces raisons, ils sont utilisés par les industriels comme aide à la décision. En France, EDF, AREVA et le CEA possèdent chacun leur propre outil de simulation du cycle (respectivement Tirelire-Stratégie, COSAC et COSI). Le code du CEA étant, de très loin, le plus diffusé à l'international et possédant le taux de publications le plus élevé, il est naturellement considéré comme le code de référence. A l'international, plusieurs institutions de recherche ont développé leur propre code dans le but d'intégrer les connaissances en physique du cycle. Parmi les codes les plus matures, on peut citer par exemple ANICCA du SCK-CEN, TrEVOL du CIE-MAT, ou CITON de l'université de Budapest. Outre Atlantique, les "National Labs" américains possèdent aussi leurs propres codes et les universités américaines développent un code innovant et académique : CYCLUS.

Cette profusion d'outils numériques pour la physique du cycle montre le caractère stratégique de ces études. Logiquement, pour pousser les réflexions sur l'énergie nucléaire du futur, le CNRS/IN2P3 a souhaité développer son outil pour maîtriser parfaitement les modèles unitaires afin de pouvoir quantifier les biais et les incertitudes.

### 2.1.1 Présentation du code CLASS

L'objectif est de calculer, pour chaque instant et dans chaque unité du cycle, plusieurs grandeurs physiques d'intérêt comme la chaleur résiduelle, la dose gamma ou neutron, les concentrations de noyaux fissiles ou les masses de matière par exemple. Ces grandeurs physiques sont dépendantes des inventaires isotopiques et c'est pourquoi, nous avons choisi de calculer dans CLASS l'évolution de ces inventaires dans chaque installation. Nous cherchons à modéliser le plus précisément les évolutions dans chaque unité du parc.

Un exemple de parc et d'interaction entre les unités est représenté dans la figure (2.1) tirée de la thèse de Léa Tillard. Dans les stocks, les piscines, les unités de fabrication, le seul processus physique qui est responsable de l'évolution des combustibles (hors manutention et transport) est la décroissance radioactive et il n'y a pas de difficultés particulières à calculer au cours du temps les compositions en fonction des compositions initiales.

Tout l'enjeu d'un code de cycle réside donc dans une modélisation adéquate des réacteurs. Il faut déterminer les compositions des combustibles à charger dans les réacteurs à chaque campagne d'irradiation à partir des stocks disponibles. Dans le cas où l'on étudie le recyclage des matières, ces stocks sont approvisionnés par le déchargement d'autres combustibles usés venant d'irradiations précédentes. La composition des stocks est donc un résultat du calcul de l'évolution du parc et il faut modéliser la fabrication des combustibles (soit le calcul des compositions initiales en fonction des matières disponibles) via un modèle spécifique que l'on appelle modèle de chargement.

De la même manière, comme les compositions en début d'irradiation ne sont pas constantes ni même connues pour les différents chargements successifs, il faut résoudre les équations d'évolution du combustible dans les réacteurs et donc résoudre, au vol, les équations de Bateman pour chaque irradiation en réacteur. Pour ce faire, il faut identifier les taux de réaction mais la résolution de l'équation du transport dans un code de cycle est, a priori, impossible du fait du grand nombre d'appels au code de transport nécessaires pour simuler un parc complet. La résolution des équations d'évolution sous irradiation nécessite donc un nouveau modèle appelé modèle d'irradiation dans la suite.

Dans le cas où tous les combustibles seraient chargés avec une composition identique, comme c'est le cas des UOX par exemple, il est possible d'utiliser des évolutions pré-calculées (appelées *recettes* dans la littérature). Un nombre limité d'évolutions du combustible est alors réalisé en avance, chacune étant représentative d'une campagne d'irradiation et caractérisée par un burn-up maximal atteignable. Beaucoup de codes du cycle utilisent ces données pré-

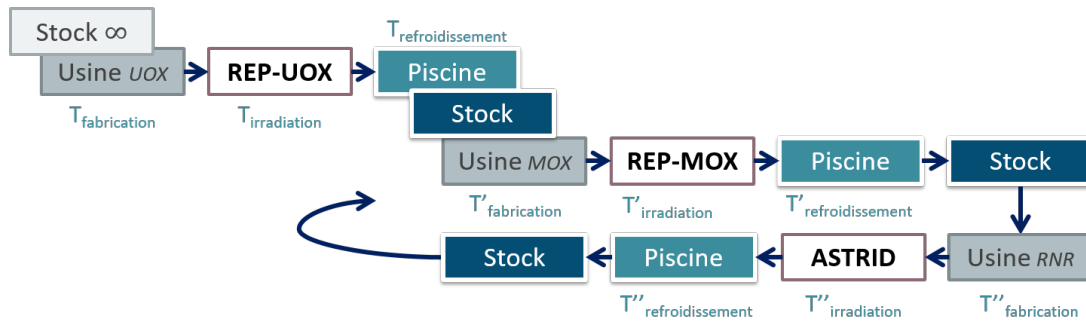


FIGURE 2.1 – Exemple d'un parc simulé avec le code CLASS mettant en oeuvre des REP UOX, des REP MOX et des réacteurs type ASTRID (figure issue de la thèse de Léa Tillard)

calculées directement du fait de la facilité d'utilisation et de traitement. Cependant, dès que le retraitement des combustibles usés est envisagé, cette méthode est inexploitable.

### 2.1.2 Le modèle de chargement du combustible

L'objectif du modèle de chargement du combustible est de déterminer la composition initiale des combustibles à charger en fonction de l'isotopie et des masses des matières présentes dans les stocks disponibles. Malgré plusieurs tentatives, aucune relation physique n'a permis d'identifier une relation simple entre le burn-up atteignable et la fraction de chacun des isotopes présents dans le combustible à cause de l'impact de la composition sur le spectre neutronique, très fort et non-linéaire.

La méthode de la réactivité équivalente [BR63] a été testée pour CLASS, pour des combustibles REP et RNR (notamment dans le cadre du post-doc de Baptiste Leniau [LCM<sup>+</sup>16], encadré par Nicolas Thiollière) et a montré une limitation forte quant à sa validité et ce, pour deux raisons. Tout d'abord, cette méthode repose sur l'hypothèse d'une perturbation par rapport à une composition de référence et utilise une correction au premier ordre pour les différents poids en réactivité des isotopes. Par conséquent, cette méthode cherche à calculer une réactivité cible en début d'irradiation. De ce fait, la réactivité équivalente ne peut pas prendre en compte les évolutions différentes de la criticité au cours de l'irradiation. Autrement dit, il est supposé que les évolutions de la réactivité de la composition de référence et de la composition d'étude sont similaires, ce qui est une hypothèse très forte. La deuxième limitation de cette méthode est la minimisation de l'influence de chaque isotope sur le spectre neutronique et donc sur les sections efficaces moyennes. Autrement dit, la prédiction de la réactivité initiale est valide uniquement dans un voisinage très restreint de la composition de référence. Il a donc fallu identifier de nouvelles méthodologies.

Une proposition faite par Baptiste Leniau réside sur l'utilisation de méthodes issues du *Machine Learning* et notamment des réseaux de neurones qui peuvent estimer le coefficient de multiplication infini en fonction du temps et en fonction de l'isotopie initiale à partir d'un grand nombre d'évolutions préalablement simulées et qui servent pour l'apprentissage du réseau de neurones.

Pour ce faire, il faut tout d'abord identifier l'ensemble des combustibles possibles qui pourraient être amenés à être construits pendant la simulation de la trajectoire du scénario. Pour simplifier, et par souci de pragmatisme, nous avons décidé de réaliser les modèles système par système (nous définissons un système comme une technologie de réacteur associée à un type de combustible). Une fois l'espace des isotopes identifié, un grand nombre d'évolutions est réalisé en faisant varier le combustible initial (isotopie du fissile et teneur fissile). Le nombre d'évolutions dépend du nombre de dimensions dans l'espace isotopique et de la précision souhaitée sur les réseaux de neurones. Il varie de quelques dizaines à plusieurs centaines. Ainsi, nous tabulons,

pour un système donné, différentes valeurs de  $k_\infty$  en fonction du combustible initial et du burn-up voulu.

A partir de ces données, il est possible d’entraîner convenablement un réseau de neurones qui n’est rien d’autre qu’une régression non linéaire et multiparamétrique. Cette régression permettra ensuite, lors de la simulation du scénario, d’estimer le coefficient de multiplication effectif d’un coeur en fonction du burn-up et donc de déduire la proportion de matière fissile pour la construction du combustible en fonction des paramètres du réacteur dans le scénario (burn-up souhaité, masse de noyaux lourds, facteur de charge, rechargement partiel,...).

Pour les réacteurs rapides, la méthode est identique. Cependant, comme les coeurs rapides sont fortement couplés, les calculs assemblages ne sont pas du tout représentatifs de la physique du coeur. Les calculs d’évolutions sont donc des calculs coeurs complets et le réseau de neurones permet d’estimer directement le  $k_{eff}$  du coeur.

### 2.1.3 Le modèle d’irradiation

Une fois le combustible créé et chargé dans le réacteur, il faut estimer la composition du combustible utilisé en fin d’irradiation. La philosophie de CLASS étant d’intégrer le plus possible de modèles physiques dans le code, nous avons choisi de résoudre les équations de Bateman à chaque irradiation. Ce procédé possède aussi l’énorme avantage de pouvoir considérer la puissance spécifique (et donc le facteur de charge du réacteur) comme un paramètre de l’évolution pour chaque calcul de cycle.

Le flux neutronique étant calculé à partir du taux de fission, en connaissant les sections efficaces moyennées à un groupe d’énergie, il est possible de calculer l’évolution des combustibles jusqu’au burn-up voulu exactement comme présenté dans le chapitre précédent avec l’utilisation de SMURE. Ces sections efficaces sont estimées de la même manière que le  $k_\infty$ , à l’aide de réseau de neurones. Il faut un réseau pour chaque réaction, c’est à dire que pour chaque isotope, il faut un réseau pour chacune des voies de sortie possible après la formation du noyau composé suite à une absorption neutronique. Pour ne pas surcharger le code, et dans un souci de simplicité, seules les sections  $(n, fis)$ ,  $(n, \gamma)$  et  $(n, 2n)$  sont considérées pour l’instant dans le code CLASS. Pour la plupart des actinides, ces trois réactions permettent de reproduire correctement les voies de disparition, mais dès que l’on cherche des voies de production plus rares, CLASS est vite limité. On pense notamment à l’uranium 232 qui est formé en partie par réaction  $(n, 3n)$  comme Baptiste Leniau [Len13] l’a montré dans sa thèse. A partir de cette constatation, il est aussi clair que la simulation précise des produits de fission ne sera pas possible en l’état puisque pour ces noyaux, les réactions  $(n, \alpha)$  et  $(n, p)$  ne sont pas négligeables. Elles sont même prépondérantes pour certains absorbants neutroniques, dont certains peuvent être introduits comme poisons consommables dans certains combustibles.

### 2.1.4 L’exemple des combustibles REP MOX-Am

Cette démarche pour introduire de nouveaux modèles dans CLASS a notamment été appliquée pour des REP en combustible thorium dans le cadre du stage de Gwenaël Normand et pour des REP chargés en combustible MOX américié dans le cadre du stage de Quentin Hoarau et du contrat post-doctoral de Aboul-Aziz Zakari Issoufou.

Cette idée de penser des combustibles américiés, formalisée par Sylvain David dans son HDR, part du constat que l’ensemble des déchets vitrifiés sont considérés comme irrécupérables parce que le processus de vitrification est supposé irréversible. Or les isotopes de l’américium qui sont introduits dans les verres sont responsables d’une grande part de la radiotoxicité des verres après la décroissance des produits de fission comme nous le verrons dans le chapitre 3. Les stratégies de transmutation qui pourraient éventuellement être mises en oeuvre dans le futur ne considèrent donc pas la production actuelle, qui peut être importante au vu de la production

potentielle des réacteurs du futur.

De plus, Sylvain David montre dans son HDR que la faible production des actinides mineurs dans les réacteurs à neutrons rapides n'est pas due au fort taux de disparition de l'américium dans les spectres rapides mais à sa faible production. Par contre, dans les réacteurs thermiques, le taux de disparition de l'américium est beaucoup plus élevé, ce qui pourrait en faire un système adéquat pour son incinération.

L'étude des combustibles chargés en américium en REP est donc double. D'une part, l'américium pourrait être associé au plutonium pour la fabrication des combustibles MOX et plutôt que d'accumuler l'américium dans les verres, celui-ci serait stocké dans les combustibles MOX usés, en attente de retraitement pour le démarrage des réacteurs rapides. Cette stratégie permet alors de repousser le choix de l'incinération de l'américium produit aujourd'hui lorsque les prochaines générations de réacteurs seront disponibles. C'est donc une stratégie d'attente qui maximise l'effet de la transmutation si celle-ci venait à être mise en oeuvre industriellement. D'autre part, nous pouvons aussi envisager des parcs mix REP/RNR où les flux de plutonium et d'américium seraient séparés et où l'américium serait transmuté dans les systèmes thermiques, plus efficaces pour la transmutation selon Sylvain David.

Ces deux types d'études de scénarios nécessitent alors un modèle de REP MOX chargé en actinides mineurs. La première utilisation de la base construite sera alors d'étudier les stratégies d'attente, stratégie où l'américium suit le flux de plutonium pour être localisé, in-fine dans les combustibles MOX usés. Pour identifier les bornes de la base de données pour la construction des modèles, nous considérons alors des évolutions de combustible UOX jusqu'à des burn-up compris entre 30 et 70 GWj/t et ayant été refroidis entre 5 et 60 ans. Ces cas, qui pourraient être qualifiés d'extrêmes, nous permettent d'avoir un espace des compositions initiales suffisamment large pour envisager plusieurs types d'études par la suite. Cet espace est décrit dans le tableau 2.1. Notons tout de suite que les contraintes opérationnelles actuelles sur les unités du cycle excluent de fait une grande partie de ces combustibles. En effet, il existe actuellement une limite à la fraction d'américium 241, très dosant du fait de sa raie  $\gamma$  caractéristique à environ 60 keV et les REP ne peuvent pas charger des combustibles dont la teneur en plutonium dépasse une limite de 12% environ. Rappelons que l'idée ici n'est pas forcément de construire des évolutions réalistes mais bien d'explorer une grande partie de l'espace des paramètres pour construire des régressions valables à l'intérieur du domaine d'interpolation. Les évolutions non-réalistes apportent de l'information pour la construction de ces régressions.

Isotopes	Borne min [% At]	Borne max [% At]
$^{238}\text{Pu}$	0,4	8
$^{240}\text{Pu}$	13	28
$^{241}\text{Pu}$	0	12
$^{242}\text{Pu}$	2,7	14
$^{241}\text{Am}$	0	12
$^{242}\text{Am}^m$	0,004	0,1
$^{243}\text{Am}$	0,6	4
Teneur Pu	3	17

TABLE 2.1 – Définition des bornes pour les vecteurs isotopiques du modèle REP MOX-AM construit pour CLASS

Un ensemble de 5000 évolutions tirées aléatoirement selon les paramètres du tableau 2.1 est simulé avec SMURE. La géométrie considérée est celle d'un assemblage REP typique d'une hauteur de 80 cm, entièrement réfléchi sur les trois directions. La base de données permet alors de construire le réseau de neurones qui calcule le coefficient de multiplication infini ( $k_\infty$ ) en fonction du temps et de la composition isotopique, ainsi que les réseaux qui permettent de

calculer les sections efficaces de fission, capture et  $(n, 2n)$  ( $\sigma_i^{(n,f)}$ ,  $\sigma_i^{(n,\gamma)}$  et  $\sigma_i^{(n,2n)}$ ) pour chacun des actinides  $i$ . La construction de ces modèles et leur utilisation dans des scénarios d'études ont été publiées notamment dans [ZIDS<sup>+</sup>17], nous présentons cependant quelques performances des modèles créés et les résultats des scénarios sont présentés dans le chapitre suivant.

#### 2.1.4.1 Performance du modèle d'irradiation

Un set de 200 évolutions indépendantes a été construit pour vérifier la qualité des réseaux. Nous pouvons alors vérifier le modèle d'irradiation et le modèle de chargement en rejouant les évolutions de ce nouvel échantillon, complètement indépendant de celui qui a servi à construire la base de données. Pour quantifier la qualité du modèle d'irradiation, nous comparons alors les évolutions SMURE avec les évolutions réalisées grâce au modèle d'irradiation de CLASS. Pour chacune des évolutions et chacun des actinides, nous quantifions l'écart, défini comme la différence relative de l'inventaire à la fin de l'irradiation calculée avec CLASS par rapport à une simulation SMURE, que nous traçons en fonction de la proportion isotopique. C'est l'objet de la figure 2.2 qui montre que les biais estimés par l'utilisation du modèle sont inférieurs à quelques % pour les isotopes du plutonium et de l'américium. Par contre, les biais engendrés sur les actinides plus lourds comme le curium peuvent approcher les 20% pour certains isotopes peu produits. Les erreurs apportées par l'utilisation du modèle CLASS ne sont plus négligeables devant les autres biais identifiés et une des raisons provient du très large domaine de l'espace des paramètres initiaux. Nous pouvons montrer que les modèles créés pour d'autres systèmes, notamment sans américium sont plus performants [Cou17a].

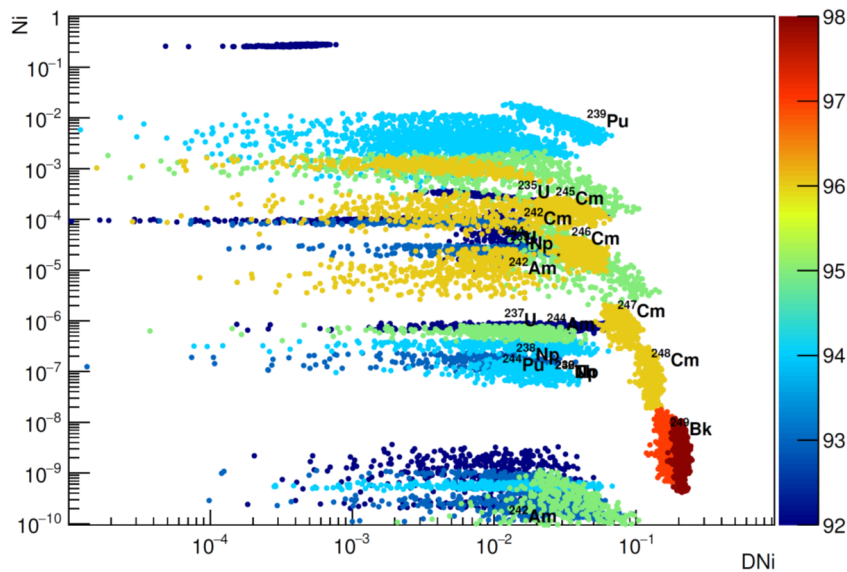


FIGURE 2.2 – Ecart pour chaque actinide et pour 200 évolutions entre SMURE et CLASS des quantités en fin d'irradiation en fonction de la proportion isotopique dans le combustible. L'axe des abscisses représente l'écart relatif des évolutions CLASS vis-à-vis d'une simulation SMURE

Nous avons reconstruit des réseaux avec des sous-échantillonnages de la base de données initiale à partir de 400, 800 et 1200 évolutions pour essayer de quantifier l'intérêt d'avoir une base de données dense pour le modèle d'irradiation. Les écarts typiques de la figure 2.2 sont identiques et ce, quel que soit le réseau utilisé. Nous concluons qu'un échantillon de 5000 évolutions différentes pour le type de réseau que nous utilisons est probablement largement sur-dimensionné, mais il ne semble pas apporter d'erreurs supplémentaires de type "sur-entraînement".

### 2.1.4.2 Performance du modèle de chargement

Rappelons que le modèle de chargement détermine, à partir d'un stock de matière disponible, la masse de plutonium, ou dans ce cas la masse de plutonium et d'américium, à introduire dans le combustible pour garantir le burn-up souhaité. Pour ce faire, le calcul du  $k_\infty$  est réalisé à l'aide des réseaux de neurones et le processus décrit dans la partie 1.2.1.1 est effectué dans le code CLASS.

Pour vérifier la qualité de ce modèle, et notamment la qualité de l'estimation du  $k_\infty$  en fonction des réseaux, nous avons réalisé un calcul de scénarios avec CLASS et nous avons, pour chaque chargement, recalculé le BU réel atteignable avec SMURE à partir des combustibles chargés. Ainsi, nous identifions des écarts de 5 % avec les réseaux construits à partir de 400 évolutions contre 2% pour les réseaux construits à partir de 1200 et 5000 évolutions. Pour augmenter la précision, il serait aussi probablement plus judicieux d'augmenter la précision statistique de chaque calcul de la base.

Cependant, même quelques % d'incertitude sur le burn-up conduisent à des erreurs non négligeables sur les inventaires au chargement et donc au déchargement, les biais apportés par une modélisation basée sur des calculs assemblages restent majorants. Pour aller plus loin, il est nécessaire de prendre en compte l'échelle du coeur et c'est l'objet de la section suivante.

Nous venons de présenter les bases du fonctionnement du code CLASS. Celui-ci est construit sur des modélisations de réacteurs réalisées grâce à des extrapolations de valeurs clés dans une base de données d'évolutions préalablement calculée avec SMURE. Les grandeurs classiquement utilisées sont le coefficient de multiplication des neutrons (infini pour les REP et effectif pour les RNR) ainsi que les sections efficaces homogènes de réaction  $(n, f)$ ,  $(n, \gamma)$  et  $(n, 2n)$  pour chacun des isotopes. Ces grandeurs sont estimées en fonction de la composition initiale du combustible et du temps.

A partir de ces données, il est possible de modéliser la fabrication du combustible en prenant correctement en compte la dépendance à la composition isotopique présente dans les stocks. Il est également possible de simuler proprement l'irradiation en réacteur. La mise en place d'une telle démarche est illustrée ici sur un combustible MOX chargé en américium pour des REP.

## 2.2 La prise en compte de l'échelle coeur pour les réacteurs thermiques

Comme nous avons essayé de le montrer dans le chapitre 1, la prise en compte de l'échelle coeur est très importante pour les calculs d'évolution. En effet, en se limitant à un calcul assemblage, les biais de calculs peuvent être de l'ordre de plusieurs % allant parfois à plus de 10% pour certains isotopes [Som17]. Cependant, pour des raisons pratiques, nous avons commencé le développement de CLASS avec des modèles basés sur ces calculs assemblages. Il est à noter qu'un couplage entre COSI et ERANOS a été proposé dans la littérature [CPK11], mais à notre connaissance aucun calcul de diffusion à l'échelle coeur n'a été envisagé pour les réacteurs thermiques dans les études de cycles.

Pour aller plus loin dans la fidélité de la modélisation des réacteurs, il est envisageable d'avoir recours à des calculs de diffusion à deux groupes qui permettent de simuler l'évolution du combustible en fonction de la position dans le coeur et ainsi de prendre en compte l'impact des fuites neutroniques sur le spectre. Ces simulations étant supposées peu coûteuses en temps de calcul, nous avons exploré dans la maîtrise de recherche de Martin Guillet, co-encadré par Guy Marleau de l'école Polytechnique de Montréal, un couplage direct entre CLASS et DONJON [Gui19, GDM<sup>+</sup>20]. Cette section rappelle la démarche élaborée pendant cette maîtrise et les principaux résultats obtenus.

## 2.2.1 Construction du modèle et performance du modèle

### 2.2.1.1 Calculs cellules

Comme nous l'avons vu dans le chapitre 1, le calcul des coefficients de diffusion en Monte-Carlo est encore un sujet de recherche non maîtrisé à l'IN2P3. Ne souhaitant pas utiliser des codes en *boîte noire* dont nous ne maîtrisons pas la validation, nous avons choisi pour ce travail d'effectuer les calculs en déterministe. Le code DONJON étant naturellement couplé par construction au code DRAGON, et Martin Guillet faisant sa maîtrise de recherche sous la direction de Guy Marleau, il semblait naturel d'utiliser ce dernier.

Le calcul coeur effectué par DONJON se base sur des données de diffusion précalculées et tabulées par DRAGON. L'objet qui recense ces tables de sections efficaces en fonction de paramètres comme la concentration de bore ou le burnup est appelée une *MULTICOMPO*. A partir de cet objet, DONJON utilise des interpolations cubiques pour estimer les grandeurs de diffusion à chaque pas de temps du calcul coeur.

Pour une utilisation de DONJON direct pour un calcul de scénario, il faut alors considérer la composition isotopique du combustible comme un paramètre et tabuler les grandeurs de diffusion en fonction de ce paramètre. Pour les combustibles MOX, on rajoute alors 5 nouveaux paramètres aux *MULTICOMPO* classiques : les proportions des isotopes  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  et  $^{241}\text{Am}$ , la proportion de  $^{239}\text{Pu}$  étant déduite par normalisation. A ces 5 paramètres, il faut considérer les autres variables plus classiques : la concentration en bore, l'enrichissement et le burn-up (nous négligeons ici les effets de températures). Nous avons donc un espace à 8 dimensions pour la construction de la *MULTICOMPO* réalisée par DRAGON.

Pour trouver les bornes de l'espace isotopique à considérer, il faut définir le cadre des études de cycle considéré. Nous nous limitons ici à l'étude du mono-recyclage du plutonium dans les REP, issu d'irradiation de combustible UOX usé. L'historique d'irradiation et les temps de refroidissement de ces combustibles usés peuvent jouer fortement sur les compositions. Pour définir les limites de l'isotopie possible pour le plutonium, nous considérons alors des combustibles UOX irradiés entre 36 et 50 GWj/t et refroidis entre 5 et 30 ans. Les minimas et maximas sont alors identifiés et rappelés dans le tableau 2.2 et définissent alors les bornes de l'espace des isotopies possibles pour le modèle DONJON qui sera utilisé dans CLASS. Pour le moment, celui-ci n'inclut pas de modèle de thermo-hydraulique à l'image des modèles construits à l'aide des réseaux de neurones. Ainsi, dans le calcul de scénarios, seules les isotopies du vecteur plutonium contenues dans cet espace pourront être calculées.

	$^{238}\text{Pu}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{242}\text{Pu}$	$^{241}\text{Am}$
% Minimum	1,581	54,899	23,929	3,297	5,463	0,235
% Maximum	2,925	62,180	25,571	10,780	7,220	0,853

TABLE 2.2 – Définition de l'espace isotopique possible pour les calculs de scénarios couplés DONJON/CLASS

Dans cet espace, nous avons construit plusieurs bases de données :

- Une *MULTICOMPO* pour le code DRAGON contenant 108 isotopies différentes, 7 valeurs d'enrichissement et 3 valeurs de concentration en bore.
- Une autre *MULTICOMPO* plus détaillée contenant 324 isotopies différentes, 10 valeurs d'enrichissement et 5 valeurs de concentration en bore.
- Une base de données d'évolution aléatoire comportant 5000 évolutions différentes (isotopie et enrichissement, sans variation de la concentration en bore) pour la construction de modèles utilisant des réseaux de neurones.

L'intérêt de réaliser ces trois bases de données nous permet, d'une part, de comparer les calculs de scénarios avec une modélisation des réacteurs basée sur des réseaux de neurones construits à partir de calculs DRAGON; avec les calculs de scénarios couplés avec DONJON prenant en compte l'échelle de la physique du coeur. D'autre part, la réalisation de 2 *MULTI-COMPO* de tailles différentes permet de tester les performances des interpolations et surtout de mesurer l'importance de la discrétisation des calculs cellules dans la construction des modèles de réacteurs pour les calculs de coeur.

Pour s'assurer que les réseaux de neurones construits avec la troisième base de données DRAGON reproduisent bien les calculs unitaires, nous présentons l'écart du coefficient de multiplication des neutrons en pcm et en fonction du temps pour 5 combustibles indépendants de la base d'apprentissage des réseaux et construits pour des burn-up d'environ 50 GWj/t (4 MOX et 1 UOX) dans la figure 2.3. Cette figure montre un écart faible (entre quelques dizaines et quelques centaines de pcm) pour ces compositions à l'exception des temps courts. Nous retrouvons un fait observé depuis l'utilisation des réseaux : la chute de réactivité en début de cycle due à l'effet Xénon est mal reproduite par les réseaux. Cette problématique de chute de réactivité n'est pas gênante puisque les modèles de réacteurs n'utilisent pas de prédictions de réactivité pour des temps courts.

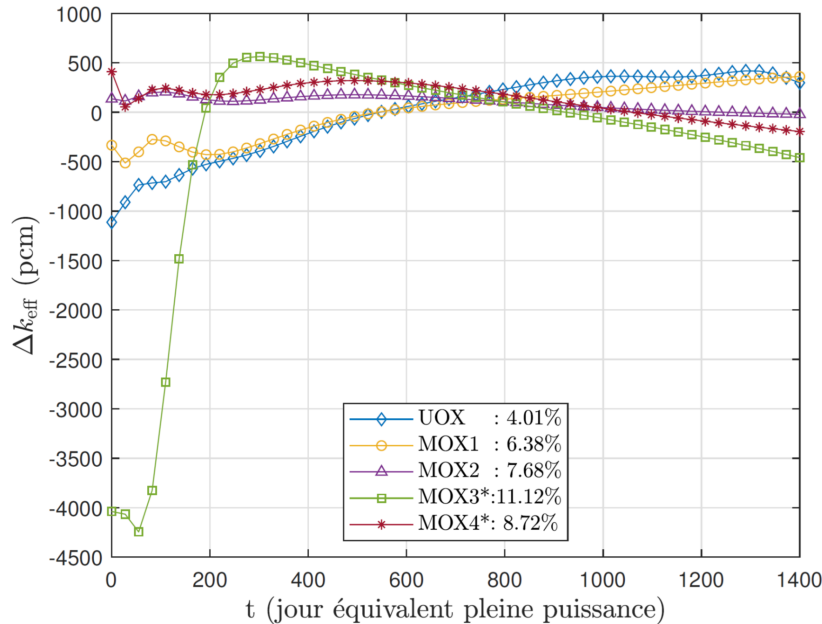


FIGURE 2.3 – Ecart des réactivités prédites par les réseaux de neurones en comparaison de calculs DRAGON en fonction du temps et pour différentes compositions initiales pouvant être irradiées jusqu'à un burn-up de 50 GWj/t

### 2.2.1.2 Grandeurs associées aux réflecteurs

Pour un couplage effectif entre DONJON et CLASS, il faut construire un jeu de données DONJON qui soit représentatif des irradiations qui devront être simulées pendant le scénario. Il faut donc identifier les données utilisées pour les réflecteurs qui serviront de conditions aux limites pour le calcul de diffusion à 2 groupes.

Une géométrie assez simple est considérée, elle est constituée d'une succession de plaques d'eau et d'acier (représentées en figure (2.4), avec en jaune, la jupe en acier du réacteur, en orange, deux couches d'eau borée et en rouge l'enveloppe du coeur en acier. La courbure de l'acier et de l'eau est négligée.

La difficulté ici est d'adapter les grandeurs de diffusion calculées en fonction de la composition du combustible à l'instant initial et en fonction du burn-up. Malheureusement, nous n'avons pas encore identifié de méthodologie satisfaisante pour prendre en compte ces variations et nous ne calculons donc les données des réflecteurs qu'une seule fois en différenciant les combustibles UOX des combustibles MOX.

Pour calculer ces grandeurs de diffusion, nous positionnons deux couches d'assemblages sur la largeur considérée (ici d'un demi-assemblage), représentées en vert, à gauche des réflecteurs sur la figure 2.4. Cette méthode permet de prendre en compte un spectre neutronique représentatif des combustibles utilisés pour le calcul des grandeurs de diffusion du réflecteur.

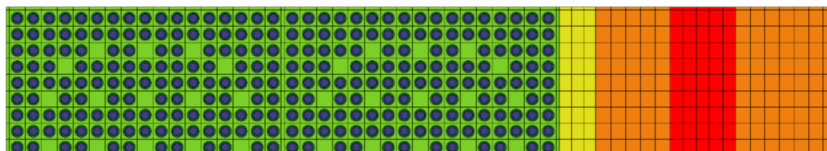


FIGURE 2.4 – Modélisation du réflecteur pour le calcul de coeur DONJON, les coefficients de diffusion à deux groupes du réflecteur seront considérés comme constants et permettront d'établir la condition limite pour la résolution du calcul coeur

Cette approche de modélisation du réflecteur est clairement une approximation forte car une faible variation des grandeurs neutroniques du réflecteur impacte fortement la nappe de flux et, à contrario, les compositions du combustible impactent aussi les grandeurs de diffusion dans le réflecteur. Eventuellement, il pourrait être possible de tabuler les grandeurs des réflecteurs comme les grandeurs des assemblages, cependant la complexité de la géométrie simulée rend les calculs très coûteux et cette piste de développement n'a pas encore été explorée.

### 2.2.1.3 Plan de chargement

Les *MULTICOMPO* et les données des réflecteurs étant déterminées, il faut maintenant un plan de chargement pour les réacteurs UOX et les réacteurs MOX qui soit réaliste, c'est à dire qui ne conduise pas à des nappes de flux neutronique irréalistes du point de vue de la répartition de puissance.

Dans nos études de cycle, le plan de chargement est, pour l'instant, considéré comme constant. C'est à dire que nous n'envisageons pas d'adapter les plans de chargement à chaque nouvelle campagne comme c'est effectivement le cas dans le parc actuel. Il faut donc un plan qui soit robuste du point de vue de la plage d'isotopie rencontrée. Toujours dans l'optique de simplification, nous choisissons de considérer ici uniquement une gestion par quart (c'est à dire que l'on remplace un quart des assemblages environ à chaque rechargement) pour des réacteurs homogènes (même si les REP chargés complètement avec des combustibles MOX n'existent pas).

La figure 2.5 représente les plans de chargement choisis pour ce travail, différents pour les combustibles UOX et les combustibles MOX. En périphérie (bleu clair), sont représentés les 40 assemblages neufs, en vert foncé, sont représentés les 40 assemblages ayant subi un cycle d'irradiation, en vert clair, les 40 assemblages ayant déjà subi deux campagnes d'irradiation et en jaune, les 37 assemblages ayant subi trois campagnes d'irradiation. Trois assemblages sont déchargés après seulement trois campagnes pour la conservation du nombre d'assemblages. Les assemblages en bleu foncé sont des assemblages réflecteurs, non évolutifs, dont les caractéristiques neutroniques ont été calculées au paragraphe précédent.

Comme on le voit sur les figures, les assemblages les plus proches de la cuve sont les plus usés ce qui permet de protéger l'acier de l'irradiation neutronique et d'un vieillissement prématuré. La différence entre les plans de chargement UOX et MOX est issue de la différence de spectre dans ces combustibles. Ce plan de chargement du MOX se différencie de celui de

l'UOX par un mouvement des assemblages les plus usés et situés sur la 5<sup>ème</sup> couronne vers la 3<sup>ème</sup> couronne.

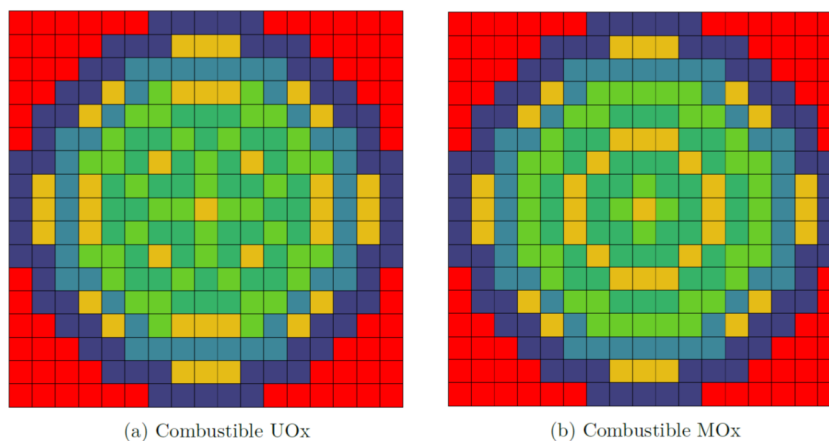


FIGURE 2.5 – Représentation des plans de chargement pour les combustibles UOX et MOX qui permettent d'assurer un facteur de forme acceptable. Les assemblages en bleu représentent les assemblages neufs, les verts foncés, ceux ayant subits une campagne d'irradiation, les verts clairs, deux campagnes et les jaunes, les plus usés, ayant subits 3 campagnes d'irradiation

Il est évident que le facteur de forme, défini comme le rapport entre la puissance maximale par assemblage sur la puissance moyenne, dépend fortement de la composition du combustible et notamment de l'enrichissement en plutonium dans le cas des MOX. Une exploration de ces plans de chargement avec différentes compositions initiales, parfois un peu extrêmes, a permis de vérifier que le facteur de forme restait acceptable [Gui19] (soit inférieur à 1,2 environ). Notons ici que l'idée n'est pas de trouver des plans optimaux et valides d'un point de vue opérationnel. Le caractère académique de l'étude et l'ensemble des approximations effectuées jusqu'alors justifient d'avoir un modèle simplifié pour ces études. La prise en compte possible de paramètres industriels est détaillée dans le chapitre 4 qui présente les perspectives de ces recherches.

#### 2.2.1.4 Gestion de la réactivité et calcul de l'enrichissement initial ou de la teneur en plutonium

Le calcul coeur permet d'ajuster la concentration en bore en fonction du temps pour garder un coeur critique. Lorsqu'il n'y a plus de bore dans l'eau primaire, la fin de la campagne d'irradiation est alors atteinte (en omettant les possibilités de prolongation de l'irradiation, ou *stretch* du cycle, en jouant sur les effets de température). Cette procédure de suivi de la réactivité permet en plus de relier la composition initiale du combustible à la durée du cycle voulue pour cette campagne d'irradiation.

Concrètement, le calcul de la teneur en plutonium (ou l'enrichissement) en fonction du temps d'irradiation se fait par une méthode dichotomique qui cherche un réacteur critique au temps final avec une concentration en bore nulle. DONJON itère sur la composition initiale du combustible en faisant varier l'enrichissement et calcule, pour chaque itération, la réactivité du réacteur sans bore après un cycle d'irradiation.

Une fois la teneur en plutonium du combustible frais identifiée, DONJON réalise un calcul en évolution en adaptant la concentration en bore pour garder un coeur critique à chaque instant. Pour limiter le temps de calcul de l'évolution, le calcul du suivi de bore est simplifié pour les cycles 2, 3 et 4 en supposant une variation linéaire à partir du 20<sup>ème</sup> jour d'irradiation et en utilisant les valeurs de concentration de bore calculées pour le premier cycle à 2,5 jours, 5 jours, 10 jours et 20 jours. Ainsi, pour les cycles 2, 3 et 4, seules les valeurs à 20 jours et

au rechargement sont précisément calculées. Les concentrations en bore pour les autres pas de temps sont alors interpolées à partir de ces valeurs via une approximation linéaire.

Cette procédure simplifiée permet un gain de temps de calcul de près de 70% pour le calcul de l'évolution et offre de très bons résultats comme nous le montrons dans la figure 2.6 qui compare, pour une composition de MOX, les concentrations de bore qui assurent la criticité à tout instant, obtenues par un calcul à chaque pas de temps pour tous les cycles et par la procédure "simplifiée". Les déviations associées à cette approximation sur les inventaires sont remarquablement limitées à moins de 0,1% en relatif pour chacun des isotopes considérés.

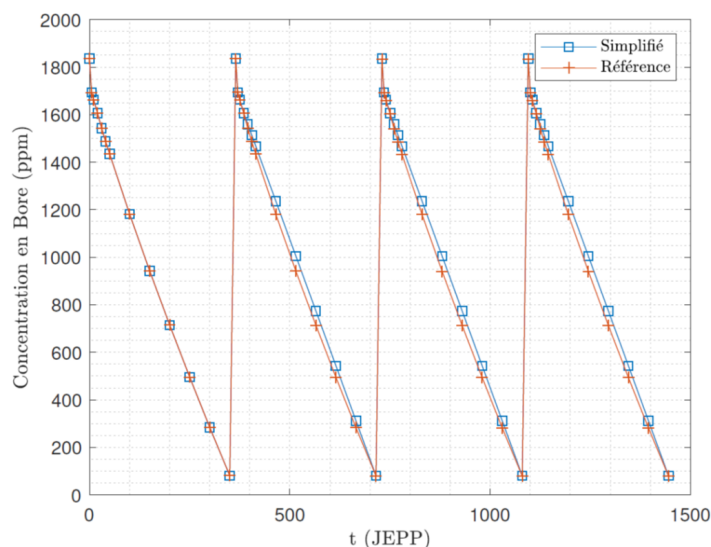


FIGURE 2.6 – Evolutions de la concentration de bore critique par avec un calcul pour chaque pas de temps et la méthode utilisant une extrapolation linéaire pour les cycles 2, 3 et 4 à partir des données du premier cycle

## 2.2.2 Performance de cette nouvelle modélisation comparée à celle des réseaux de neurones

Une fois les fichiers DONJON créés et les options du calcul choisies et justifiées, nous pouvons alors tester les performances des interpolations des calculs DRAGON, ainsi que les écarts entre un calcul de coeur complet et un calcul, plus classique, basé sur l'utilisation de réseaux de neurones.

### 2.2.2.1 Importance de la discrétisation de la *MULTICOMPO*

Comme nous l'avons dit précédemment, deux bases de données de calculs cellules ont été construites, faisant varier le nombre de points de calcul dans l'interpolation. La première base de données, la plus dense, comporte 324 vecteurs isotopiques du plutonium, 10 valeurs d'enrichissement et 5 concentrations en bore différentes alors que la seconde comporte 108 vecteurs isotopiques, 7 valeurs d'enrichissement et 3 concentrations en bore. Nous avons comparé les calculs d'enrichissement initiaux et les concentrations en fin d'irradiation pour les différents isotopes du plutonium en considérant la base de données la plus dense comme une référence. Les résultats sont présentés dans le tableau 2.3 dans lequel  $C_b$  représente la concentration en bore calculée en début de cycle, et  $\tau_{Pu}^{BOC}$  la teneur en noyaux lourds calculée pour tenir l'irradiation considérée.

Il faut noter que l'objet informatique contenant la *MUTLICOMPO* de la base de données dense fait près de 4 Go de mémoire et que le processus d'interpolation des sections efficaces

	$^{238}\text{Pu}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{242}\text{Pu}$	$^{241}\text{Am}$	$C_b$	$\tau_{\text{Pu}}^{\text{BOC}}$
Ecart relatif (%)	0,01	-0,30	-0,02	0,00	-0,02	0,01	2,5 ppm	0,00

TABLE 2.3 – Ecart relatif des compositions isotopiques en fin de cycle, de la concentration en bore critique et de la teneur Pu en début d’irradiation des calculs réalisés avec la base de données peu dense comparée à la base de données dense

macroscopiques nécessite environ 8 fois plus de temps avec cette base de données qu’avec la base à 108 vecteurs isotopiques différents. Au vu des écarts très limités sur les quantités au déchargement, nous choisirons d’utiliser uniquement la base de données comportant 108 isotopies.

### 2.2.2.2 Importance du paramètre $k_{\text{seuil}}$ dans les modélisations assemblages

Le fait d’avoir un modèle de réacteurs basé sur un calcul coeur permet de quantifier les biais induits par les paramètres des modèles simplifiés. Ainsi, ce paragraphe présente l’importance du paramètre  $k_{\text{seuil}}$  dans les calculs CLASS réalisés avec les réseaux de neurones, notamment son impact sur les calculs des teneurs Pu. Pour cette étude, nous considérons 4 compositions de combustible MOX et 1 composition de combustible UOX irradiées jusqu’à 50 GWj/t dont nous représentons l’évolution des coefficients de multiplication infinis dans la figure 2.7. Les teneurs en plutonium en début de cycle pour chacune des compositions sont notées dans la légende et la dispersion des valeurs illustre l’impact des différentes isotopies du vecteur Pu considéré.

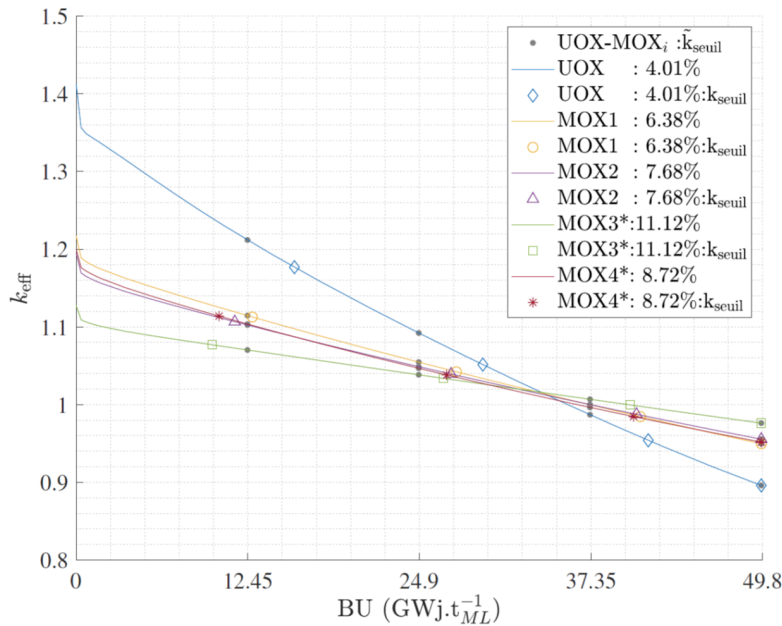


FIGURE 2.7 – Evolution des coefficients de multiplication infinis des neutrons pour différents assemblages irradiés jusqu’à 50 GWj/t. Les symboles représentent les résultats des calculs coeurs et les courbes, les résultats des calculs cellules

Cette figure montre, pour chaque composition, les burn-up de chacun des lots d’assemblage à chaque cycle pour le calcul DONJON (pour les symboles) et pour les estimations effectuées à partir du calcul assemblage réalisés avec DRAGON uniquement (pour les lignes continues). Notons que les burn-up de chacun des cycles ne sont pas égaux aux rythmes d’irradiation moyen estimé avec le calcul assemblage (et calculé comme le ratio du burn-up total sur le nombre de cycles d’irradiation d’un assemblage). Les plans de chargement construits pour ce

travail n'ont, en effet, pas cherché à prendre en compte une équivalence de chacun des cycles même si c'est ce qui est recherché dans la construction d'un plan de charge industriel.

A partir de ces évolutions, le  $k_{seuil}$  de chacune de ces compositions est calculé et reporté dans le tableau 2.4. Pour ce faire, les calculs DONJON assurent que chacune des irradiation atteint le burn-up maximal de 49.8 GWj/t. Dans le tableau, la valeur  $k_{seuil}^{0ppm}$  est calculée en prenant les niveaux réels d'irradiation pour chacun des cycles (reporté par les symboles sur la figure 2.7) et en prenant en compte l'évolution du  $k_{\infty}$  avec une évolution sans bore pour le calcul cellule. Il faut rappeler que ces valeurs de burn-up de chacun des lots ne peuvent être connues sans un calcul coeur complet. Dans un calcul classique basé sur des évolutions assemblages uniquement, le rythme d'irradiation est supposé être un rythme d'irradiation moyen et nous calculons le  $k_{seuil}$  en utilisant des évolutions à concentration en bore nulle ou de 650 ppm. Les valeurs sont alors répertoriées soit dans les colonnes respectives  $\tilde{k}_{seuil}^{0ppm}$  et  $\tilde{k}_{seuil}^{650ppm}$ .

Composition	$k_{seuil}^{0ppm}$	$\tilde{k}_{seuil}^{0ppm}$	$\tilde{k}_{seuil}^{650ppm}$
UOX (4,01%)	1,022	1,047	0,995
MOX1 (6,38%)	1,024	1,030	1,004
MOX2 (7,68%)	1,024	1,027	1,004
MOX3 (11,12%)	1,023	1,023	1,004
MOX4 (8,72%)	1,023	1,025	1,003

TABLE 2.4 – Valeur des réserves de réactivité à prendre en compte en fin d'irradiation avec une estimation du coefficient de multiplication du coeur obtenue comme la moyenne des coefficients de multiplication de chacun des assemblages

Tout d'abord, ce tableau montre que le  $k_{seuil}$  est relativement constant et ce, quel que soit la composition du combustible. Rappelons que cette valeur représente la réactivité à considérer en fin de cycle pour compenser les pertes imputables aux fuites et aux absorptions sur les structures. Ce niveau de fuites semble donc relativement constant, probablement induit par la modélisation du réflecteur.

Cependant, le calcul de ce niveau de fuite suppose que le taux de combustion de chacun des lots d'assemblages est connu (ce qui n'est pas le cas dans un calcul assemblage uniquement). L'hypothèse de l'irradiation constante (où chaque campagne d'irradiation correspond au même burn-up) disperse grandement les écarts de ce niveau de réactivité et apporte donc un biais fort quand à l'estimation du burn-up final.

Cette dispersion de ce niveau de réactivité non pris en compte dans nos scénarios, puisque  $k_{seuil}$  est considéré constant, va donc rajouter immédiatement un biais sur les calculs des compositions en début d'irradiation. Les teneurs plutonium (ou les enrichissement) calculées avec DONJON et avec le modèle du  $k_{seuil}$  sont répertoriées dans le tableau 2.5.

Ce tableau montre, qu'avec une valeur de réserve de réactivité adaptée, les enrichissements calculés avec un modèle assemblage sont acceptables, induisant des biais limités, à l'exception du combustible MOX3. Une explication (qui n'est malheureusement pas vérifiée ici) pourrait être que la composition MOX3 est située très près des bornes de la base de données utilisée pour la construction des réseaux de neurones qui permettent ce calcul, et les performances des réseaux de neurones sont réputées pour ne pas être optimales près des bornes.

Ces bons résultats ne doivent pas occulter que le  $k_{seuil}$  n'est pas connu à priori pour chaque combustible. Avec une valeur  $k_{seuil}$  fixe, les écarts sont beaucoup plus importants et dépendent évidemment de la composition et de la valeur choisie. En effet, le tableau 2.6 montre des écarts de près de 10% sur l'enrichissement (ou la teneur) en fissile selon la valeur choisie et l'isotopie du plutonium.

Ce tableau montre clairement les biais de calcul engendrés dans un scénario lorsque les modèles physiques des réacteurs ne prennent pas en compte l'échelle coeur. Nous pouvons noter

Composition	BU (GWj/t)	$\epsilon_{DONJON}$ (%NL)	$\epsilon_{Assemblage}$ (%NL)	$\Delta\epsilon$ (%relatifs)
UOX	45,5	3,69	3,70	+0,3
UOX	49,8	4,01	4,01	0,0
UOX	55,4	4,54	4,53	-0,2
MOX1	45,5	5,82	5,90	+1,4
MOX1	49,8	6,38	6,43	+0,8
MOX1	55,4	7,29	7,31	+0,3
MOX2	45,5	7,02	6,97	-0,7
MOX2	49,8	7,68	7,62	-0,8
MOX2	55,4	8,76	8,65	-1,3
MOX3	45,5	10,33	9,60	-7,1
MOX3	49,8	11,12	10,44	-6,1
MOX3	55,4	12,38	11,79	-4,8
MOX4	45,5	7,96	7,86	-1,3
MOX4	49,8	8,72	8,82	+1,2
MOX4	55,4	9,97	10,11	+1,4

TABLE 2.5 – Enrichissement et teneur Pu calculés pour 5 compositions initiales différentes et pour 3 burn-up différents avec un calcul coeur et une estimation à partir de calculs assemblages avec un  $k_{seuil}$  adapté pour chaque composition et chaque BU

qu'il n'y a pas de comportement systématique comme le biais peut être positif ou négatif. Il est donc possible d'assister, au niveau d'un calcul de cycle complet, à des compensations d'erreurs qui permettraient que le calcul ne soit pas complètement biaisé. La prise en compte de plans de chargement variable par exemple, dont le but serait de lisser le rythme de l'irradiation (c'est à dire de chercher des burn-up intermédiaires égaux), permet de réduire grandement les erreurs.

Composition	BU (GWj/t)	$\Delta\epsilon$ ( $k_{seuil}^{MOX} = 1,020$ ) ( $k_{seuil}^{UOX} = 1,040$ )	$\Delta\epsilon$ ( $k_{seuil}^{MOX} = 1,030$ ) ( $k_{seuil}^{UOX} = 1,050$ )
UOX	45,5	-2,2	+1,6
UOX	49,8	-2,2	+1,2
UOX	55,4	-4,6	-1,1
MOX1	45,5	-3,7	0,0
MOX1	49,8	-5,7	0,0
MOX1	55,4	-7,8	-0,7
MOX2	45,5	-0,5	+8,2
MOX2	49,8	-1,8	+6,8
MOX2	55,4	-3,5	+4,9
MOX3	45,5	-4,1	7,1
MOX3	49,8	-3,3	7,8
MOX3	55,4	-3,2	7,2
MOX4	45,5	2,6	12,5
MOX4	49,8	1,5	10,8
MOX4	55,4	0,9	9,9

TABLE 2.6 – Ecart des enrichissements calculés pour 5 compositions initiales différentes et pour 3 burn-up différents avec un calcul coeur et une estimation à partir de calculs assemblages avec un  $\tilde{k}_{seuil}$  fixe de 1,020 ou 1,030 pour les combustible MOX et de 1,040 ou 1,050 pour les combustibles UOX

### 2.2.2.3 Comparaison sur un scénario élémentaire pour la validation du couplage DONJON5/CLASS

Un scénario élémentaire est constitué d'un stock contenant des matières fissiles, d'une unité de fabrication de combustible, d'un réacteur et de sa piscine de désactivation et enfin d'un stockage intermédiaire. En faisant varier la composition du stock initial pour la construction des combustibles et en observant les différences entre le calcul couplé CLASS/DONJON avec le calcul CLASS seul, nous pouvons quantifier les biais engendrés par l'omission de l'échelle coeur dans le calcul de scénarios, et ce, pour chaque étape de la modélisation du réacteur : la construction du combustible, l'irradiation et le refroidissement. L'idée de travailler sur un scénario élémentaire pour décomposer les effets est issue du groupe de travail *Functionality Isolation Test* ou FIT Benchmark, collaboration internationale pour quantifier les performances des modèles et leur utilité portée par Nicolas Thiollière [Thi19].

La figure (2.8) représente les écarts de compositions pour un combustible MOX et pour les isotopes du plutonium entre les deux types de simulations pour chaque étape du calcul (composition au chargement du réacteur, au déchargement et après 5 ans de refroidissement). Nous pouvons voir que la majeure partie de l'écart est portée par le modèle de chargement qui, comme nous l'avons vu au paragraphe précédent, est dû à la mauvaise valeur du paramètre  $k_{seuil}$ .

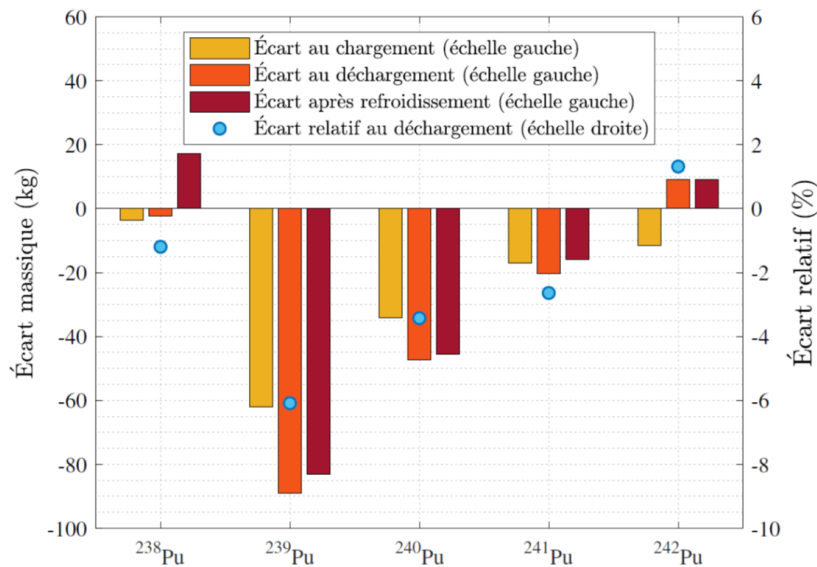


FIGURE 2.8 – Ecart entre une simulation CLASS/DONJON et CLASS uniquement sur les inventaires de plutonium pour le chargement d'un combustible MOX contenant du plutonium issu de combustible UOX usé. L'analyse fine du comportement de chaque isotope est décrite dans la maîtrise de Martin Guillet dont est extrait la figure

Un comportement similaire est observé pour les combustibles UOX avec déviation importante sur la quantité d'uranium 235 induit par le modèle de chargement. Les écarts sont résumés dans le tableau 2.7 pour un scénario élémentaire contenant un réacteur UOX et un autre contenant un réacteur MOX.

Finalement, sur ces exemples très simples, l'omission de l'échelle coeur dans les calculs de scénarios peut induire des erreurs de l'ordre de plusieurs % dans le calcul des compositions initiales à chaque chargement et des compositions finales. On retrouve les ordres de grandeur estimés via les analyses des calculs cellules effectuées dans la thèse d'Alice Somaini et présentées dans le chapitre 1 de ce travail.

Cas	Uranium (hors $^{238}\text{U}$ )	Plutonium	Actinides mineurs
UOX	-12,2%	1,7%	25,3%
MOX	-0,7%	-3,3%	+3,7%

TABLE 2.7 – Ecartis relevés sur les inventaires d’actinides pour le chargement de combustibles UOX et MOX entre une modélisation DONJON5 et une modélisation basée sur des réseaux de neurones. Les valeurs sont tirées de la maîtrise de recherche de Martin Guillet

### 2.2.3 Application à un scénario "école"

Les biais issus de la modélisation des réacteurs ont été quantifiés dans la section précédente. Cette section est dédiée à l’étude de la propagation de ces biais à un scénario mettant en oeuvre le recyclage du plutonium dans les combustibles MOX. Pour ce faire, nous considérons un scénario s’étalant sur 70 ans comportant 9 réacteurs UOX et un réacteur MOX. Pour s’assurer d’avoir suffisamment de matière pour les combustibles MOX (la question possible du défaut d’approvisionnement en plutonium n’est pas à l’étude ici), les réacteurs UOX fonctionnent pendant 20 ans avant le démarrage du réacteur MOX, permettant d’avoir 3 déchargements de réacteurs UOX ayant terminé leur refroidissement en piscine avant d’être retraités pour la fabrication du combustible MOX.

Par souci de lisibilité, les calculs couplés mettant en oeuvre un calcul de coeur à chaque rechargement et pour chaque irradiation sont notés CLASS-DONJON alors que les calculs se basant uniquement sur des réseaux de neurones sont notés CLASS-PMC (PMC pour Perceptron Multi-Couches qui est un type d’architecture de réseau). Afin de découpler les effets de modélisation des UOX de celle du MOX, nous avons aussi considéré deux utilisations des modèles notées *CLASS-Hybride1* et *CLASS-Hybride2*. *CLASS-Hybride1* correspond à un calcul où les réacteurs UOX seraient modélisés par un calcul DONJON et le réacteur MOX par une modélisation basée sur les réseaux de neurones. *CLASS-Hybride2* correspond à la configuration inverse où seul le réacteur MOX est modélisé par un calcul coeur complet avec DONJON.

4 scénarios ont été considérés afin de prendre en compte la diversité des burn-up, des temps de refroidissement et des stratégies de recyclage. Leurs caractéristiques sont représentées dans le tableau 2.8. La gestion des stocks peut être de type LIFO (= Last In - First Out) ou de type MIX (= assemblage vieux et neufs alternés) ce qui permet d’étudier l’impact de la qualité isotopique du plutonium.

	Réacteurs UOX		Réacteurs MOX		Gestion des stocks
	$t_{\text{démarrage}}$	burn-up	$t_{\text{démarrage}}$	burn-up	
Scénario A	2	49,8	25	49,8	LIFO
Scénario B	2	49,8	25	49,8	MIX
Scénario C	2	44,5	19,5	55,4	LIFO
Scénario D	2	44,5	19,5	55,4	MIX

TABLE 2.8 – Caractéristiques des réacteurs et de la gestion des stocks pour les 4 scénarios d’étude de la propagation des biais de calcul

Le type de résultats obtenus pour chaque calcul est représenté dans la figure 2.9 pour le scénario B et les résultats des écarts sont présentés dans le tableau 2.9.

Ce tableau montre que les biais de calcul apportés par l’utilisation des réseaux de neurones sont de l’ordre de quelques % sur le plutonium et de près de 10% sur les actinides mineurs. Il n’y a donc pas d’effet d’amplification des biais de calcul lorsqu’on enchaîne les calculs de réacteurs les uns après les autres, c’est à dire que le biais en fin de scénario reste du même ordre de grandeur que le biais calculé pour une irradiation en réacteur.

Notons que l’utilisation d’un modèle de coeur complet UOX permet d’estimer cor-

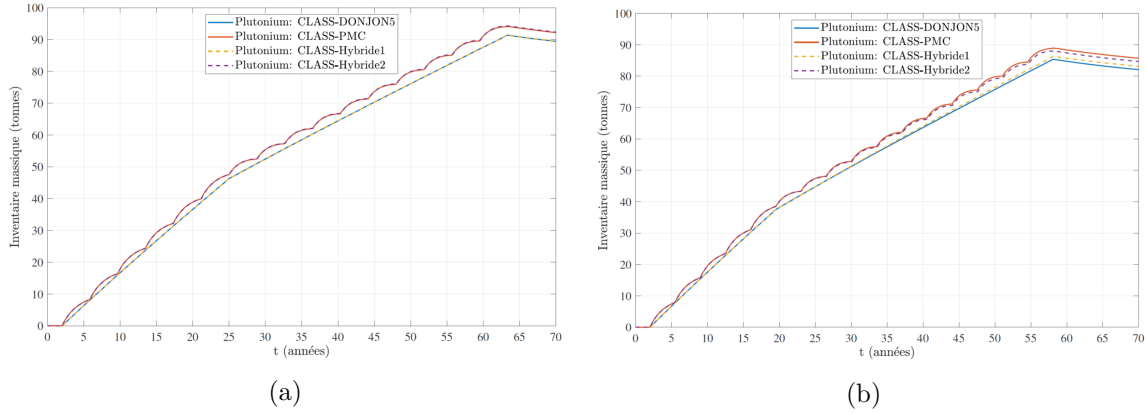


FIGURE 2.9 – Masse de plutonium dans les scénarios A (a) et B (b) en fonction du temps et pour les 4 méthodes de calcul

		CLASS-PMC	CLASS-Hybride1	CLASS-Hybride2
Scenario A	Plutonium	3,1	0,1	3,3
	Actinides mineurs	6	1,3	5,1
Scenario B	Plutonium	3,1	0,1	3,3
	Actinides mineurs	6,0	1,3	5,1
Scenario C	Plutonium	4,2	1,1	3,1
	Actinides mineurs	10,1	5,2	4,2
Scenario D	Plutonium	4,5	1,3	3,1
	Actinides mineurs	11,1	6,1	3,4

TABLE 2.9 – Propagation des biais des modélisations réacteurs simplifiées au long des scénarios. Les écarts sont donnés en % en prenant le calcul CLASS-DONJON comme référence après 70 ans de scénarios

rectement les quantités de plutonium disponible pour la fabrication des combustibles MOX. Ainsi, lorsque le  $k_{seuil}$  des MOX est ajusté (cas des scénarios A et B), l'écart entre un calcul CLASS-DONJON et un calcul CLASS-Hybride1 est tout à fait raisonnable sur les quantités de plutonium obtenues en fin de simulation du scénario. Cet écart augmente lorsque le paramètre  $k_{seuil}$  n'est plus adapté (scénario C et D).

Il faut noter qu'un calcul DONJON pour un réacteur UOX est beaucoup plus rapide qu'un calcul pour un réacteur MOX comme le nombre de variables est beaucoup plus faible (1 variable pour l'isotopie dans le cas des combustibles UOX contre 5 dans le cas des MOX). L'utilisation de la méthode CLASS-Hybride pourrait donc être amenée à être plus utilisée à l'avenir pour réduire les biais sur l'estimation des inventaires de plutonium dans les scénarios.

Notons enfin que les biais sont essentiellement portés par le modèle de chargement. Il serait aussi possible de coupler les modélisations des réacteurs via un modèle de fabrication du combustible basé sur des calculs coeur complet, et un modèle d'irradiation basé sur les réseaux de neurones qui apportent un biais limité.

L'utilisation de ces modèles et les pistes de développement sont présentés dans le dernier chapitre de ce manuscrit.

Le premier chapitre montre qu'il est nécessaire de prendre en compte les effets physiques à l'échelle du coeur pour ne pas engendrer des biais importants sur les inventaires de matières. Pourtant, la quasi-totalité des modélisations pour les études de scénarios est réalisée à l'aide de modélisations d'assemblages infinis. Pour pallier ce défaut, nous avons développé un couplage DONJON5/CLASS qui permet de simuler proprement l'irradiation en réacteur en limitant le nombre d'approximations et en se rapprochant de l'état de l'art sur la modélisation des REP. Ce couplage, bien que coûteux numériquement, permet alors de quantifier précisément les biais induits par le modèle de chargement ainsi que par le modèle d'irradiation. L'application à un scénario académique très simple montre que les erreurs engendrées par l'utilisation de modèles simplifiés sont de l'ordre de 10%, ce qui semble compatible avec l'analyse faite au chapitre précédent.

L'application de tels modèles sur un scénario plus réaliste est envisagée pour étudier l'impact de l'historique du parc sur la propagation de ces biais en fonction du temps. Cette proposition est développée dans le dernier chapitre de ce manuscrit.

## 2.3 La modélisation des réacteurs à neutrons rapides hétérogènes de type ASTRID

La physique des réacteurs à neutrons rapides est sensiblement différente de celle des REP. Tout d'abord la résolution de l'équation du transport des neutrons pose des difficultés très différentes de celle des REP. En effet, alors que dans ces derniers les méthodes déterministes sont nécessaires pour les calculs de coeurs complets, pour les RNR, les méthodes Monte-Carlo semblent à leur avantage. Le libre parcours moyen et la compacité des coeurs permettent des calculs sur coeur complet sans craindre de problématique de convergence des sources. Les fuites des neutrons et la présence de réflecteurs impactent très fortement le spectre et l'échelle du coeur est primordiale du fait du fort couplage neutronique entre les différentes zones du réacteur.

Du point de vue de l'évolution du combustible, la régénération du fissile conduit à une variation de la réactivité très faible et les temps de cycle ne sont pas dictés par une exigence de criticité comme dans les réacteurs thermiques. Le contrôle de la réactivité est plus souvent assuré par un mouvement des barres de contrôle et non plus par la dilution d'un poison consommable dans le caloporteur. Pour toutes ces raisons, la modélisation des réacteurs à neutrons rapides pour les études de scénarios demande une attention particulière. Un premier modèle de RNR caloportés au sodium a été développé par Baptise Leniau [LCM<sup>+</sup>16] sur la base du modèle de l'ESFR [BBS<sup>+</sup>11]. Le coeur de l'ESFR est découpé en deux zones différenciées par deux teneurs plutonium différentes et pour créer un modèle compatible avec CLASS, une procédure d'homogénéisation est appliquée pour revenir à un coeur homogène. Marc Ernoult a ensuite extrapolé la procédure en construisant un modèle de réacteur dont la géométrie est paramétrique afin de pouvoir simuler des réacteurs surgénérateurs mais aussi incinérateurs de plutonium [EDT<sup>+</sup>19].

La thèse de Léa Tillard, réalisée à l'IRSN, avait pour objectif d'étudier les potentialités des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium et à faible coefficient de vidange comme le prototype ASTRID pour gérer dynamiquement le plutonium en cycle. Autrement dit, la question était de savoir si l'intégration de quelques unités de réacteurs type ASTRID dans le parc pouvait permettre d'améliorer le recyclage du plutonium dans les REP. ASTRID était un réacteur fortement hétérogène afin d'en améliorer la sûreté, il a fallu repenser la modélisation des RNR afin de pouvoir garder les hétérogénéités dans une simulation du cycle avec CLASS [TCD<sup>+</sup>19b].

### 2.3.1 Les particularités d'ASTRID

La figure (2.10) représente une vision schématique du réacteur. La principale particularité réside dans l'hétérogénéité axiale du combustible. La zone fissile interne est découpée en

deux zones distinctes entre lesquelles s'intercale une couche fertile. En cas de fuite sodium, le flux de neutrons a tendance à remonter vers le haut du coeur et le taux de capture sur la couche fertile interne augmente alors [SBB<sup>+</sup>11]. C'est cette hétérogénéité qui permet le faible coefficient de vidange d'ASTRID en comparaison des autres concepts au sodium.

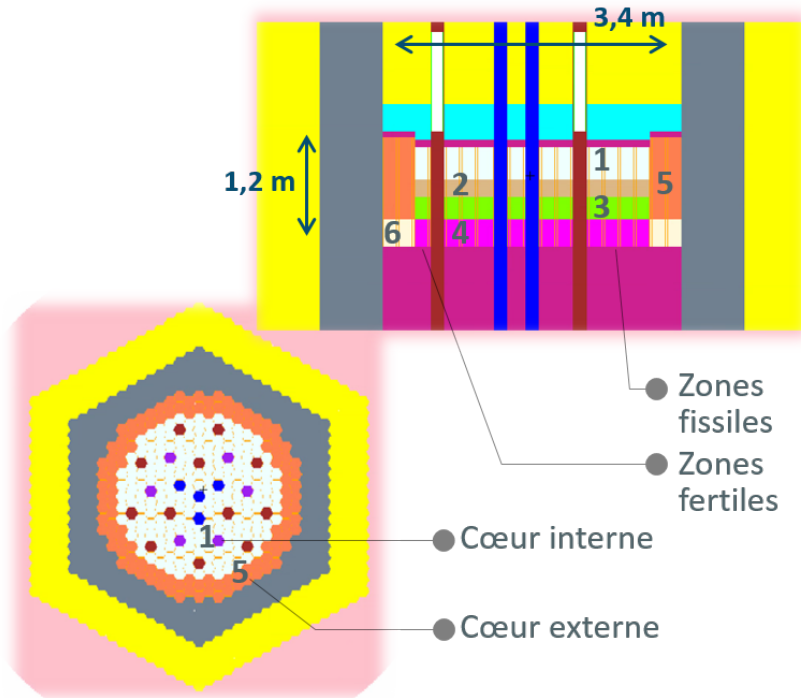


FIGURE 2.10 – Représentation schématique du réacteur ASTRID (figure issue de la thèse de Léa Tillard)

Dans les études de scénarios, il est donc de première importance de conserver le caractère hétérogène du coeur et d'avoir une construction du combustible adaptée, ainsi qu'une évolution qui garde le détail d'une évolution par zone, ce qui permettrait de dissocier les flux au retraitement des combustibles fissiles interne et externe, des couvertures fertiles radiales.

Le principe de la construction du modèle reste cependant similaire à toute construction de modèle pour CLASS : un grand nombre d'évolutions est réalisé au préalable avec un code Monte-Carlo évoluant, ce qui permet de construire les prédicteurs nécessaires aux modèles de CLASS. Dans sa thèse, Léa Tillard détaille le schéma de calcul choisi et quantifie les biais de calculs associés. Nous n'entrerons pas dans ces détails dans ce manuscrit mais les principales approximations sont listées ci-dessous :

- Le chargement partiel n'est pas simulé. Le combustible est chargé intégralement au début de la campagne d'irradiation et déchargé en une seule fois. Cette approximation est l'hypothèse la plus forte qui conduit aux biais de modélisation les plus importants mais ceux-ci ne dépassent pas 1% pour chaque isotope du plutonium.
- La géométrie est décrite jusqu'à l'échelle du crayon combustible pour le calcul des différents taux de réaction dans le calcul du transport des neutrons. Chaque zone est ensuite considérée comme homogène pour le calcul de l'évolution, ce qui revient à considérer un flux neutronique moyen par zone et par pas d'évolution.
- L'évolution est découpée en dix pas de temps jusqu'à un burn-up d'environ  $100 \text{ GW}_j/t$ .
- Les barres de contrôle sont supposées 100% extraites.

L'espace des isotopies possibles pour les combustibles des RNR est ensuite identifié. Celui-ci est nécessairement très large puisque ces réacteurs doivent être alimentés avec tout type de plutonium, que celui-ci soit issu de combustibles UOX peu refroidis ou de combustibles MOX refroidis pendant plus de 30 ans. Puis, un grand nombre d'évolutions est simulé faisant varier la composition du combustible. Pour ce travail, nous avons choisi, par compromis avec le temps de calcul disponible, 1000 compositions de combustible différentes afin d'explorer la physique du système et de bien comprendre les propriétés neutroniques. A partir de cette base de données d'évolutions, nous pouvons alors construire les modèles comme expliqué dans les deux sous-sections suivantes.

## 2.3.2 Le modèle de chargement

### 2.3.2.1 Identification des contraintes pour la fabrication du combustible

La figure (2.10) montre que le combustible dans un réacteur de type ASTRID est en fait constitué de deux combustibles différents : le coeur interne et le coeur externe. Cette hétérogénéité radiale n'est pas propre aux réacteurs refroidis au sodium type CFV puisque le concept ESFR lui aussi possède un coeur interne et un coeur externe. L'objectif de cette hétérogénéité est d'aplatir la nappe de flux.

Le modèle de chargement doit alors adapter les teneurs externe et interne en plutonium pour satisfaire un certain nombre de contraintes. Comme il y a deux inconnues à déterminer, il faut donc identifier deux critères indépendants. Le plus évident pour le neutronicien est un critère de criticité : en effet, pour fonctionner, il faut que le combustible permette d'assurer la réaction en chaîne. Le deuxième critère a été identifié en considérant les répartitions de puissance en début de cycle pour assurer une répartition du flux qui ne soit pas trop irréaliste.

L'observation de la base de données d'évolution qui servira à la construction des modèles a permis d'identifier une relation entre la proportion de la puissance portée par chaque zone combustible en début de cycle et le rapport des teneurs en plutonium entre la zone externe et la zone interne. Cette relation est présentée en figure (2.11) et montre clairement une bijection entre la fraction de la puissance portée par la zone interne et le rapport des teneurs en plutonium (zone interne sur zone externe). C'est cette relation que nous allons utiliser pour la fabrication des combustibles ASTRID.

Cette relation entre le rapport des teneurs n'est valable qu'en début d'irradiation. La figure 2.12 montre l'évolution des répartitions de puissance dans chacune des zones en traçant, pour chaque évolution simulée pour la base de données, la fraction de la puissance totale portée par chaque zone fissile en fin d'irradiation, ceci en fonction de cette même fraction en début d'irradiation. Cette figure montre clairement que la zone fissile interne supérieure tend vers une valeur comprise entre 25 et 30% avec une majorité autour de 27% de la puissance produite. Le comportement des deux autres zones est plus aléatoire, mais un certain nombre d'évolutions montre que la zone fissile externe peut parfois porter une faible part de la puissance, inférieure à 25%, ce qui ne semble pas acceptable.

Une solution pourrait être de vérifier en fin d'irradiation la répartition des puissances pour en faire une contrainte. Cependant, pour des raisons de temps et de simplicité, une telle considération n'a pas été implémentée et c'est une limite de la méthode.

### 2.3.2.2 L'algorithme de construction

Les deux critères choisis pour la fabrication des combustibles ASTRID sont donc la réactivité initiale du combustible et la distribution radiale de puissance en début d'irradiation. Nous pouvons nous contenter d'utiliser le coefficient de multiplication en début de cycle comme critère pour la construction des combustibles puisque nous avons vérifié que la variation du

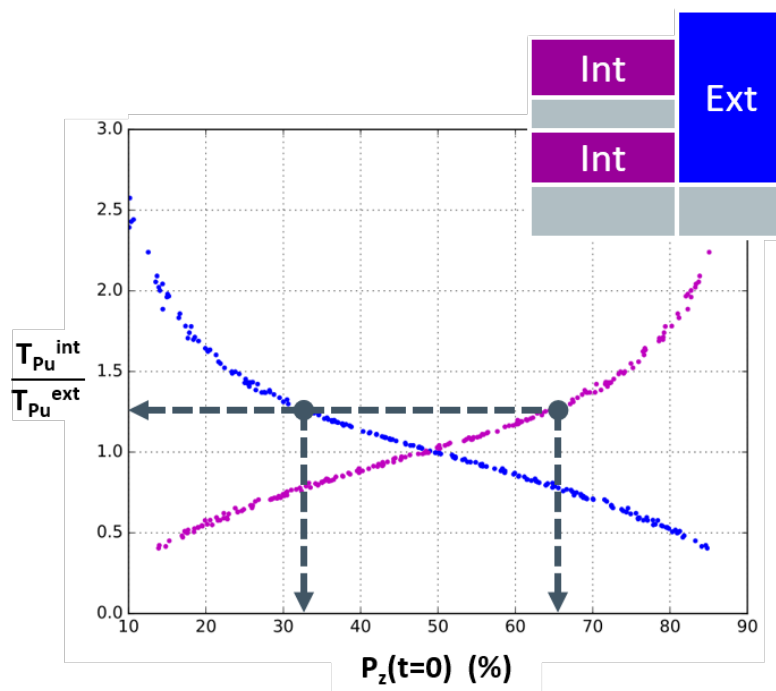


FIGURE 2.11 – Fraction des puissances portées par les zones interne et externe en fonction des teneurs (figure issue de la thèse de Léa Tillard)

coefficient de multiplication est toujours inférieure au poids des barres de contrôle qui sont utilisées pour piloter le réacteur [Til19].

La cible pour ce premier critère est choisie à 1,02 ce qui permet d’assurer une certaine marge. Le paragraphe suivant étudie la sensibilité du modèle de chargement à ce paramètre.

Le ratio de la teneur en plutonium interne sur la teneur externe des combustibles assure donc la répartition des puissances produites par zone.

L’objet C++ de CLASS en charge de la construction du combustible est la *FabricationPlant*. Pour chaque réacteur, la liste des stocks disponibles contenant de la matière fissile est stockée en mémoire. A chaque fabrication, les matières disponibles sont triées par ordre chronologique d’arrivée, par ordre anti-chronologique, aléatoirement ou alternativement au choix du simulateur. Ensuite, les opérations se succèdent comme suit pour tester les lots de matière successivement :

- La fraction de puissance de chacune des zones interne et externe, donnée comme paramètre du modèle, permet d’identifier le rapport des teneurs.
- Avec une masse de plutonium donnée, et le rapport des teneurs, il est alors possible de construire un premier combustible et de calculer la réactivité initiale avec un réseau de neurones adapté.
  - Si la réactivité est supérieure à la réactivité cible, il faut alors prendre une masse plus faible pour recalculer la criticité initiale
  - Si la réactivité est inférieure à la réactivité cible, il faut alors augmenter la masse de plutonium quitte à rajouter un autre lot de matière si nécessaire.
  - Si la réactivité est égale à la réactivité cible (dans une limite de tolérance fixée aussi par l’utilisateur) alors le combustible peut être construit.

Si le combustible est construit, alors il est fourni à l’objet C++ qui modélise le réacteur et qui assure l’évolution du combustible.

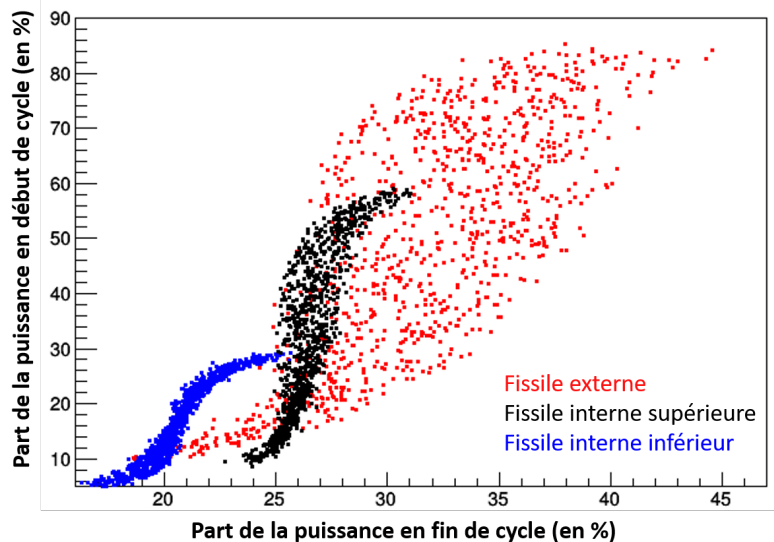


FIGURE 2.12 – Fraction des puissances portées pour chaque zone en fin de cycle en fonction de la part porté en début de cycle

Le réseau de neurones qui estime la réactivité initiale du système à partir des combustibles interne et externe a été construit à partir de la base de données d'évolution qui a permis les considérations ci-dessus. Ses paramètres d'entrée sont les compositions isotopiques de chaque combustible (interne et externe). Le temps est aussi un paramètre d'entrée du réseau qui peut alors estimer la réactivité en fonction du temps, mais cette fonctionnalité n'est pas utilisée dans cet algorithme de fabrication des combustibles neufs. Elle est utilisée uniquement en moyen de vérification d'une variation de réactivité acceptable, dans les valeurs limites fixées par le poids des barres de contrôle pendant l'irradiation.

### 2.3.2.3 Précision du modèle

Pour estimer la précision du modèle, et les biais associés, il est nécessaire de vérifier la qualité du calcul de la réactivité en fonction de l'isotopie du combustible mais aussi la sensibilité des observables aux paramètres du modèle.

**Prédicteur de la criticité en début de cycle** La figure 2.13 présente un histogramme des écarts de coefficients de multiplication estimés par le réseau de neurones avec MCNP pour 200 calculs indépendants de la base qui a servi pour l'apprentissage du réseau. L'écart type de la gaussienne est de 89 pcm alors que l'incertitude statistique associée à chacun de ces calculs est de 14 pcm. Si le réseau apporte une incertitude supplémentaire en comparaison des calculs MCNP, nous estimons que celle-ci reste très limitée et largement acceptable pour des calculs de scénarios.

**Sensibilité à la criticité début de cycle** Pour se convaincre que l'erreur de prédiction du réseau de neurones n'est pas pénalisante, nous regardons la sensibilité de la masse de plutonium chargé en fonction de la réactivité initiale cible. Pour ce faire, nous avons simulé un scénario qui met en oeuvre des réacteurs à neutrons rapides, multi-recyclants le plutonium à la suite d'une première phase ne contenant que des réacteurs REP pour construire le stock de plutonium nécessaire au déploiement de ces réacteurs. Nous avons réalisé la simulation du scénario plusieurs fois en faisant varier la valeur de la réactivité cible début de cycle des RNR et nous avons tracé, pour plusieurs chargements des ASTRID, les masses de plutonium nécessaires pour fabriquer le

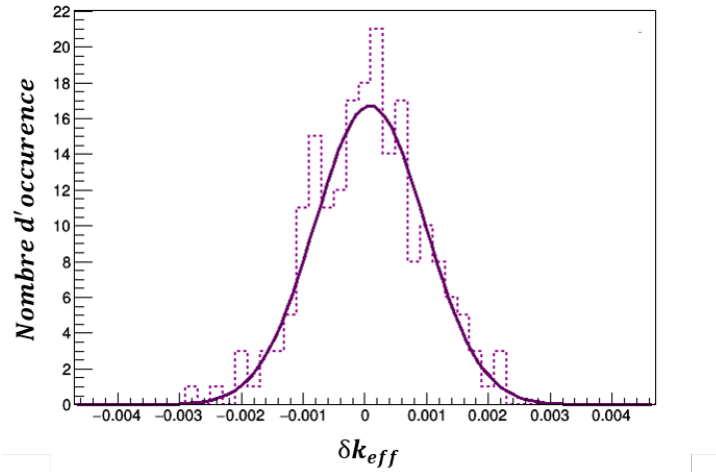


FIGURE 2.13 – Précision du réseau de neurones pour prédire le  $k_{eff}$  du réacteur ASTRID (figure issue de la thèse de Léa Tillard)

combustible neuf des réacteurs.

Le résultat est représenté en figure (2.14) qui montre la masse de plutonium chargé dans chaque réacteur ASTRID (en tonnes) en fonction du coefficient de multiplication initial du système, paramètre du modèle de fabrication. Pour chaque valeur de réactivité cible du modèle, plusieurs points sont visibles correspondant à plusieurs date de chargement dans le scénario. Le fait de considérer plusieurs dates de chargement permet de considérer plusieurs compositions isotopiques différentes du fait du multi-recyclage du plutonium.

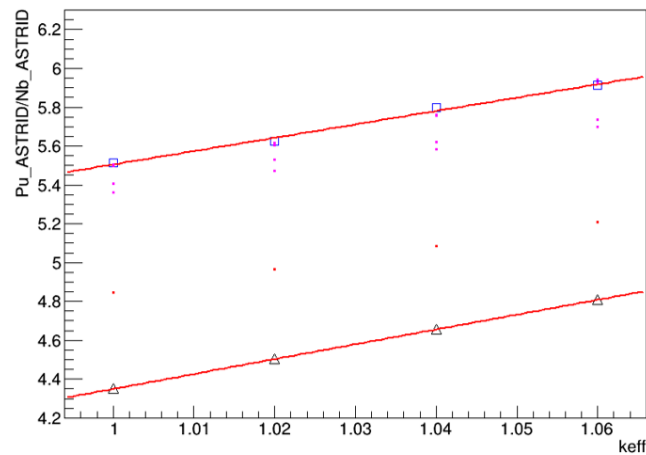


FIGURE 2.14 – Masse de plutonium chargée par réacteur en fonction du paramètre du modèle de chargement  $k_{eff}$  pour plusieurs temps d’un scénario type REP/RNR. La pente des droites exprime le coefficient de sensibilité de la masse de plutonium chargée au paramètre de criticité en début de cycle

Cette figure montre donc que la sensibilité de la masse chargée au paramètre  $k_{eff}$  du modèle est relativement indépendante de la qualité isotopique du plutonium dans ce cas puisque les droites peuvent être supposées parallèles. Les coefficients de sensibilités sont estimés ici entre 1,1 et 1,5, ce qui veut dire que si le  $k_{eff}$  est mal estimé de 100 pcm (soit une incertitude relative de 0,1%), la masse de plutonium à charger en début de cycle est entachée d’une erreur inférieure à  $1,5 \cdot 10^{-3}$ . Ainsi, les erreurs qu’apportent l’utilisation d’un réseau de neurones pour estimer le

$k_{eff}$  en fonction de la composition des combustibles induisent une erreur négligeable sur la masse de plutonium à charger dans le réacteur, bien inférieures aux erreurs produites si on utilisait un modèle à teneur fixe (quelle que soit l'isotopie du plutonium).

### 2.3.3 Le modèle d'irradiation

Une fois le combustible chargé, il faut un nouveau modèle pour simuler son évolution sous irradiation. Dans CLASS, pour les REP et sauf couplage avec le code DONJON, les équations de Bateman sont recalculées à chaque irradiation en prenant en compte seulement les réactions  $(n, 2n)$ ,  $(n, \gamma)$  et  $(n, fission)$ .

Dans les modèles ponctuels (à une zone d'évolution), il faut donc prédire les taux de réaction. Pour ce faire, on utilise la notion de section efficace moyennée rappelée dans le chapitre précédent. Le flux est recalculé à partir de la puissance spécifique des assemblages et de la section efficace de fission. Dans un modèle multizone, cette méthodologie est inadaptée puisque seule la puissance totale du réacteur est connue. La répartition de cette puissance par zone en fonction du temps dépend de la composition des combustibles et du temps.

Pour pallier cette difficulté, nous avons essayé de prédire la fraction de la puissance portée par zone et le flux neutronique en fonction du temps. Les réseaux de neurones créés ont alors permis la résolution des équations de Bateman par zone. La comparaison des performances des deux approches a montré, sans doute possible, que l'utilisation de réseaux de neurones pour prédire le flux neutronique directement était beaucoup plus efficace que le recours à des estimateurs de la puissance. Nous avons attribué cette conclusion à la renormalisation de la puissance à chaque pas de temps (qui amplifie et corrèle les erreurs des puissances prédites par les réseaux de neurones).

La difficulté d'un modèle d'irradiation conservant l'aspect hétérogène des réacteurs réside dans le fait que les sections efficaces d'une zone dépendent des compositions des autres zones. Par exemple, la section efficace de capture de  $^{238}\text{U}$  moyennée sur le spectre neutronique dans la zone fertile interne est très dépendante des compositions des fissiles internes et externe. Pour la construction des modèles, il a fallu rajouter une variable discrète représentant la zone d'intérêt. Ainsi, les paramètres d'entrée pour les réseaux étaient : le temps, la composition initiale du combustible interne, la composition initiale du combustible externe et la zone d'intérêt sur laquelle on cherche à estimer la section efficace considérée. Cette manière de construire les réseaux nous permet alors de bons résultats et limite le nombre de réseaux à construire tout en démultipliant leur appel. Il faut en effet une estimation par zone d'évolution. Une autre solution aurait été de créer un réseau par réaction et par zone, ce qui aurait impliqué de multiplier les régressions, sans pour autant apporter un meilleur résultat sur la précision finale du modèle.

La précision du modèle d'irradiation est représentée dans la figure (2.15). Cette figure représente la différence entre le modèle d'irradiation de CLASS et le calcul Monte-Carlo évoluant pour chaque noyau et pour 200 calculs d'évolution indépendants et donc 200 compositions isotopiques initiales différentes. La couleur identifie un actinide spécifique allant de l'uranium en bleu foncé au curium en jaune. On voit ainsi que les erreurs sont très limitées, de l'ordre de 0,1% pour le plutonium 239 et de 0,5% pour le plutonium 241. Pour les actinides comme le curium et l'américium, les erreurs sont contenues sous quelques %, ce qui est tout à fait satisfaisant pour les études considérées dans la suite.

En comparaison avec le modèle de réacteurs refroidis au sodium flexible, développé par Marc Ernoult, il y a un gain en précision supérieur au facteur 10. La prise en compte de l'hétérogénéité spatiale permet bien un gain assez important dans la précision des inventaires finaux. Il faut noter que ce modèle, dit *flexible*, avait pour premier objectif d'explorer les potentialités de différents concepts très facilement en faisant évoluer seulement quelques paramètres géométriques comme la hauteur, le rayon ou le nombre de couvertures fertiles. Il n'est pas étonnant que devant de telles variabilités de comportement, de la surgénération à l'incinération du

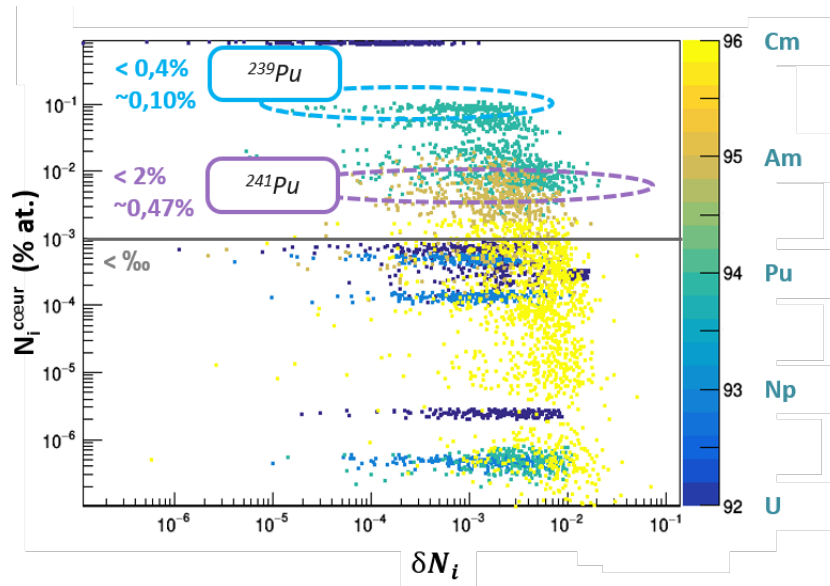


FIGURE 2.15 – Précision du calcul des inventaires pour chaque isotope avec une prédiction du flux neutronique par zone pour le modèle d’irradiation

plutonium, le modèle soit moins précis qu’un modèle dédié.

Pour étudier plus précisément les potentialités des réacteurs ASTRID incinérateurs, un modèle multizone a aussi été conçu à partir des travaux du KIT dont l’objectif était de transformer la configuration ASTRID de référence en un réacteur légèrement incinérateur de plutonium. Quelques résultats issus de l’utilisation de ces modèles sont présentés dans le chapitre suivant et dans [TCD<sup>+</sup>19a].

Pour les réacteurs rapides, les modèles intégrés dans CLASS ont toujours été basés sur des calculs cœurs complets pour représenter correctement la neutronique de ces systèmes. Cependant, les nouveaux concepts de réacteurs à faible coefficient de vidange comme le concept ASTRID par exemple nécessite en plus de prendre en compte l’hétérogénéité du cœur. Nous avons alors proposé une modélisation qui permette de décrire cette spécificité dans les calculs de cycle. Le modèle construit se base alors sur deux grandeurs : la réactivité du système et la répartition de la nappe de puissance en début de cycle. Les performances des calculs sont alors comparées avec des modèles homogènes et le gain en précision justifie l’incrément de complexité apporté par ces nouveaux modèles hétérogènes.

## 2.4 Ce qu’on pourra retenir sur la modélisation des réacteurs pour les études de cycle

La modélisation des réacteurs, spécifiquement de la fabrication des combustibles neufs et de leur irradiation est un élément clef dans les études liées au futur de l’énergie nucléaire et spécifiquement les études de cycle. Le code CLASS est articulé autour des réacteurs et nous avons fait le choix de baser les développements informatiques en intégrant des modèles physiques poussés. Les développeurs étant initialement des physiciens des réacteurs, ce choix peut se comprendre par la valorisation du savoir-faire, mais il s’avère aujourd’hui pertinent pour un positionnement très particulier à l’interface entre la physique du cycle et la neutronique.

Pour modéliser correctement un concept de réacteur, il est alors important de bien comprendre la physique du système considéré. En effet, les REP et les RNR ne sont pas modélisés de la même manière, essentiellement parce que le comportement neutronique est très différent et

ce qui est possible pour un système thermique ne l'est pas pour un système rapide. Aujourd'hui dans CLASS, les modèles de REP pour plusieurs combustibles (UOX, Mono-recyclage Pu, Multi-recyclage MOX sur support d'uranium enrichi, thorium et mono-recyclage Pu et Am) et plusieurs modèles de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium ont été développés.

Les REP sont basés sur une modélisation assemblage qui apporte des biais sur l'évolution des inventaires en plutonium de plusieurs %, pouvant éventuellement remettre en cause certaines conclusions des analyses de cycles dans des cas spécifiques. Un modèle se basant sur des calculs de réacteurs complets avec DONJON a été développé et introduit dans le code CLASS. L'utilisation de ce modèle montre que la modélisation assemblage reste pertinente mais induisant nécessairement des biais de calcul (de l'ordre de quelques pourcent) qui peuvent être vus comme des incertitudes. Le caractère aléatoire du signe du biais jouent en la faveur des modèles assemblages comme les compensations d'erreurs à chaque cycle permettent de limiter les incertitudes sur les inventaires tout au long du scénario. Ces incertitudes peuvent devenir problématiques lorsque les options du cycle étudié deviennent très optimisées et que les problèmes de défaut de disponibilité des matières fissiles pour un chargement donné apporte des effets non linéaires (effet dit de falaise). Il faut alors s'assurer d'étudier des situations suffisamment éloignées de celles où ces défauts de chargement peuvent survenir. Les incertitudes servent alors à quantifier les marges opérationnelles de nos calculs.

Pour les réacteurs à neutrons rapides, le faible libre parcours moyen des neutrons et la compacité des coeurs permet une modélisation coeur complet à partir de calcul Monte-Carlo évoluant. La problématique de l'hétérogénéité du coeur, spécialement importante pour les RNR à faible coefficient de vidange, impose une modélisation dans CLASS qui garde cette spécificité. Les modèles de fabrication et d'irradiation de chaque zone combustible prennent alors comme paramètres les compositions des autres zones du réacteur, ce qui complexifie grandement les algorithmes et le code. Cette modélisation hétérogène est aujourd'hui développée pour deux modèles de réacteurs de type ASTRID : un concept proche de l'isogénération et un concept incinérateur de plutonium.

L'étude des stratégies possibles pour le futur du parc français, à partir de ces modèles de réacteurs est alors étudiée dans le chapitre suivant.

## Chapitre 3

# La problématique des nucléaires du futur : quelles questions ? quelles réponses ?

L'objectif des études du cycle est de comparer les différentes stratégies possibles pour le nucléaire du futur et de quantifier les conséquences des choix, politiques ou industriels, à venir. A partir des modélisations précises de l'irradiation en réacteur rappelées dans les deux premiers chapitres, nous sommes capables de calculer précisément les inventaires des noyaux lourds dans toutes les installations du cycle en fonction des contraintes du parc nucléaire. Ainsi, la comparaison des stratégies peut se faire en termes de consommation de ressources naturelles ou de production déchets nucléaires par exemple. A partir des inventaires, il est aussi possible de calculer l'ensemble des termes sources pour la radioprotection, notamment pour quantifier l'impact de différentes stratégies sur les installations actuelles du cycle.

Comme nous l'avons vu, CLASS est malheureusement incapable de tracer les produits de fission. Les questions relatives aux problématiques de radioprotection des assemblages usés (comme le transport ou les temps de refroidissement dans les piscines par exemple) ne sont donc pas accessibles en l'état. L'ensemble des travaux jusqu'à présent se focalise donc sur les actinides et leurs recyclages possibles. Nous verrons dans le prochain chapitre les derniers développements qui permettent d'identifier la chaleur résiduelle dégagée par les combustibles usés.

La question du recyclage, de la date de mise en oeuvre et de ses conséquences est de première importance car elle conditionne le statut des matières : déchet ou matière valorisable. Derrière ce statut, se cachent de grands enjeux économiques et sociétaux. En effet, selon le cas, les matières sont destinées au stockage géologique (incarné aujourd'hui par le projet CIGEO) ou non. Le dimensionnement du stockage, les solutions techniques à mettre en oeuvre et donc son coût sont alors directement liés aux statuts des différentes matières stratégiques comme l'uranium de retraitement, l'uranium appauvri, le plutonium et même certains actinides mineurs.

Le choix de considérer le plutonium comme une matière valorisée dans les combustibles MOX dénote une certaine prise de position du législateur qui est analysée dans la première partie de ce chapitre. Nous montrons que ce positionnement français, singulier sur la scène internationale, permet de garder les options ouvertes pour la filière nucléaire en 2050. Cependant, le choix tout récent de multi-recycler le plutonium en REP, associé à l'abandon du projet ASTRID 600 MWe semble marquer un tournant dans la stratégie française et acte une nouvelle rupture entre un certain consensus scientifique de la filière (incarné par les communications du CEA) et le monde politique. Ce choix national peut s'interpréter comme une stratégie d'attente pour lever l'incertitude liée au déploiement mondial du nucléaire qui imposerait le développement des ré-

acteurs à neutrons rapides, comme nous allons le rappeler dans ce chapitre. La deuxième section se concentre ensuite sur les scénarios et leur analyse dans ce contexte d'incertitude profonde, définie comme la non connaissance du système à modéliser [WLK13]. Enfin, la dernière partie est dédiée à la notion de flexibilité et de réversibilité dans les études de scénarios.

## Sommaire

---

<b>3.1 Le statut du plutonium : un pari à 50 ans d'échéance . . . . .</b>	<b>76</b>
3.1.1 Radiotoxicité . . . . .	77
3.1.1.1 Combustible UOX . . . . .	77
3.1.1.2 Le débat CIGEO conditionné par le statut du plutonium . . .	77
3.1.1.3 L'intérêt du MOX pour réduire la dangerosité des déchets . . .	79
3.1.2 La valorisation du Pu dans les réacteurs rapides . . . . .	79
3.1.2.1 Quelques données sur les ressources . . . . .	80
3.1.2.2 Crise de l'uranium ou crise du plutonium . . . . .	81
<b>3.2 Etude des stratégies d'attente . . . . .</b>	<b>83</b>
3.2.1 Stabilisation avec la technologie des REP actuels . . . . .	83
3.2.1.1 Les scénarios 2020 simulés avec CLASS . . . . .	83
3.2.1.2 Le mono-recyclage de l'Américium en REP . . . . .	87
3.2.2 Les RNR à faible coefficient de vidange pour une gestion optimisée du plutonium . . . . .	90
3.2.2.1 Impact de l'introduction de réacteurs ASTRID sur le cycle . .	90
3.2.2.2 Construction d'un parc symbiotique pour stabiliser le plutonium	92
3.2.2.3 Analyse des Scénario 2015 . . . . .	92
<b>3.3 Flexibilité, robustesses et résilience dans les scénarios . . . . .</b>	<b>94</b>
3.3.1 Vers la définition de parcs fiables : robustesse des études de cycle . . . .	95
3.3.1.1 Identification de l'espace des solutions . . . . .	95
3.3.1.2 Effet d'une perturbation d'un paramètre opérationnel . . . . .	96
3.3.2 Résilience et flexibilité : conséquence d'un changement de stratégie . . .	99
3.3.2.1 La démarche . . . . .	99
3.3.2.2 L'application à un changement d'objectif national . . . . .	100
<b>3.4 Ce qu'on pourra retenir sur les scénarios nucléaires . . . . .</b>	<b>102</b>

---

### 3.1 Le statut du plutonium : un pari à 50 ans d'échéance

La question du statut du plutonium a toujours été centrale dans les travaux de recherches du CNRS/IN2P3 parce qu'elle conduit à de sérieuses conséquences pratiques sur la réalisation des grands projets nationaux, même si elle pourrait, pour certains, relever d'un débat sémantique.

Si la définition d'un déchet nucléaire est sans ambiguïté depuis 2006 [Fra06], le statut des matières l'est moins puisqu'il faut et il suffit de prévoir une utilisation ultérieure pour passer du statut de déchet à celui de matière valorisable. Ainsi, l'uranium appauvri, bien qu'ayant été accumulé en quantité importante, n'est pas considéré comme un déchet puisqu'il est utilisé dans les combustibles MOX et peut être éventuellement ré-enrichi pour fabriquer des combustibles UOX. De la même manière, les actinides mineurs et notamment l'américium pourraient être amenés à changer de statut si la transmutation était considérée comme une option pour le futur du nucléaire. Il faut noter que le statut de ces matières pourrait être amené à évoluer fortement au vu des débats publics actuels et discussions liés au Plan de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs [dDP19].

Ainsi, selon la législation française, le plutonium et l'uranium ne sont pas encore considérés comme des déchets puisqu'ils sont valorisables (et valorisés pour certains). Le procédé de retraitement des combustibles UOX usés de la Hague permet de séparer l'uranium, le plutonium et les déchets qui sont, dans le cas français, les actinides mineurs et les produits de fission. Ces déchets sont vitrifiés et stockés dans l'attente d'un site de stockage définitif. Le plutonium est valorisé dans les combustibles MOX. L'uranium de retraitement peut être ré-enrichi pour être ré-utilisé dans certaines tranches. Les combustibles MOX usés ne sont pas retraités aujourd'hui. Comme ils contiennent du plutonium, ils ne sont pas considérés comme des déchets mais comme une réserve stratégique de plutonium pour une utilisation éventuelle dans les réacteurs à neutrons rapides.

### 3.1.1 Radiotoxicité

Pour comparer les différentes stratégies vis-à-vis de la production de déchets, il faut un critère quantifiable. Plusieurs choix sont possibles comme la masse de déchets, leur activité spécifique ou même la chaleur dégagée. L'utilisation de certains critères n'est pas anodine et sous-entend parfois des gestions privilégiées. Par exemple, l'utilisation de la chaleur spécifique est un critère étroitement lié au stockage en couche géologique profonde dont on cherchera à limiter l'emprise au sol.

La radiotoxicité par ingestion en fonction du temps est souvent choisie comme critère de comparaison. L'idée est de calculer le terme source de la dangerosité des matières si elles devaient polluer la biosphère, que ce soit en situation de stockage ou d'entreposage. On calcule la radiotoxicité comme une somme des activités des noyaux pondérées par un facteur dépendant du type de rayonnement et de la période biologique des éléments. L'ensemble des noyaux fils d'une chaîne de décroissance est sommé et attribué à l'isotope père de la chaîne de décroissance. Ainsi, on prend bien en compte l'impact d'un isotope et de tous ses descendants dès l'instant où il est stocké/entreposé.

#### 3.1.1.1 Combustible UOX

La figure 3.1 présente la radiotoxicité d'un combustible UOX usé, irradié jusqu'à 45 GWj/t et refroidi 5 ans en piscine. Cette radiotoxicité est calculée pour un dixième d'assemblage et exprimée en sievert. Sur cette figure, est représentée en rouge la radiotoxicité des produits de fission, en noir celle des actinides mineurs, en vert celle du plutonium et en bleu le total. La courbe jaune est obtenue en faisant la somme de la courbe rouge et de la courbe noire et représente donc la radiotoxicité des matières considérées comme déchets dans la législation française actuelle. Cette figure montre clairement que considérer le plutonium comme un déchet change considérablement le terme source de la radiotoxicité des déchets.

Il faut rappeler que, dans la configuration actuelle, les éléments responsables de la dose à l'exutoire (soit le maximum de la dose relâchée dans l'environnement) sont les produits de fission qui sont les plus mobiles. Le choix de l'argile et du conditionnement des déchets a justement été acté pour que les actinides ne soient pas mobiles. Il faut aussi rappeler que la chimie du plutonium est très différente de la chimie des actinides mineurs comme l'américium et le curium, notamment à cause de ses propriétés redox particulières. Le site de stockage est donc conçu pour retenir les actinides mineurs, éléments radiotoxiques à long terme, mais est dimensionné par la chaleur, dégagée essentiellement par les produits de fission.

#### 3.1.1.2 Le débat CIGEO conditionné par le statut du plutonium

Depuis la loi de 2006 [Fra06], le stockage des déchets en couche géologique est privilégié comme solution définitive après une période plus ou moins longue d'entreposage en surface. L'ANDRA propose en 2015 le projet CIGEO (Centre Industriel de Stockage Réversible Profond

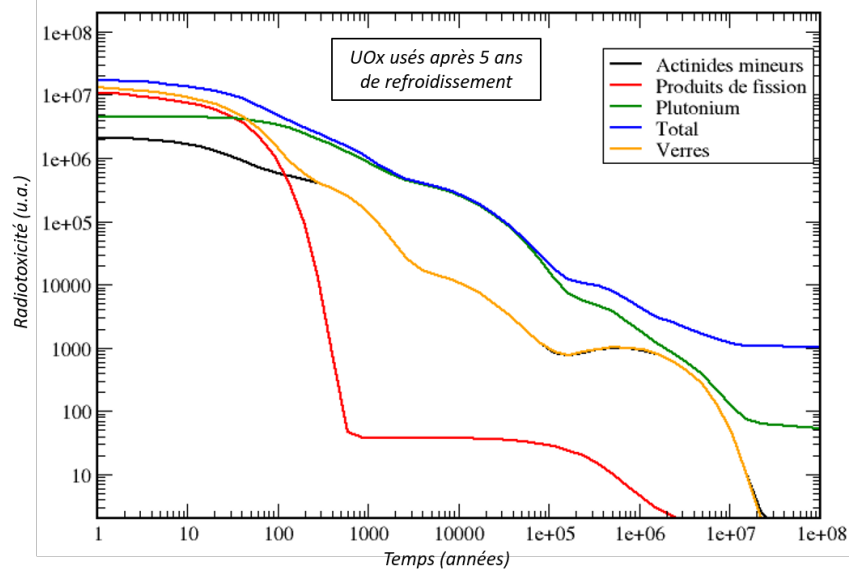


FIGURE 3.1 – Evolution de la radiotoxicité des différentes matières pour un combustible UOX utilisé irradié à 45 GWj/t et refroidi pendant 5 ans (normalisée à un dixième d’assemblage)

de Déchets Radioactifs) qui concerne les déchets de moyenne activité à vie longue et les déchets de très haute activité et à vie longue qui nous intéressent ici.

Dans le dossier du maître d’ouvrage pour le débat public de 2013 [AND13], on peut trouver les estimations d’inventaires (en  $m^3$ ) de déchets produits et à produire du parc français et repris dans le tableau 3.1. Les déchets HA-VL (haute activité - vie longue) déjà produits sont les verres issus du traitement des combustibles UOX ainsi que quelques déchets historiques issus du démantèlement de certaines installations. L’inventaire des déchets après 40 ans d’exploitation du parc français suppose que l’ensemble des 58 réacteurs plus le nouvel EPR de Flamanville continueront à être exploités selon la même stratégie, c’est à dire en supposant la continuité du retraitement des combustibles UOX et un stockage des combustibles MOX usés comme réserve stratégique de plutonium. Dans ce cas, le plutonium n’est pas stocké dans CIGEO. Mais, en cas de changement de stratégie, c’est à dire en supposant que le plutonium devienne un déchet et qu’il doive être stocké dans CIGEO, les inventaires sont dix fois plus conséquents que les inventaires engagés actuellement.

	Déjà produits	Après 40 ans du parc avec retraitement	Après 40 ans du parc sans retraitement	capacité CIGEO
HA-VL	5 700 $m^3$	8 000 $m^3$	93 500 $m^3$	<b>10 000 <math>m^3</math></b>
MA-VL	57 500 $m^3$	67 500 $m^3$	59 000 $m^3$	<b>70 000 <math>m^3</math></b>

TABLE 3.1 – Récapitulatif des inventaires de déchets produits et à produire du parc français avec et sans retraitement comparés à la capacité du projet CIGEO

Ce tableau montre sans ambiguïté que le centre de stockage CIGEO a été conçu pour l’inventaire des déchets produits et à produire en supposant que le plutonium continuera à être valorisé dans des réacteurs du futur (et donc que l’on continuera à produire des déchets). Un changement de statut du plutonium change complètement les termes du débat puisque stocker l’ensemble des matières sous-entend un ordre de grandeur supplémentaire sur les capacités de stockage nécessaires.

### 3.1.1.3 L'intérêt du MOX pour réduire la dangerosité des déchets

Il faut pondérer les conclusions de la dernière sous-section pour le cas français par l'impact du recyclage du plutonium dans les combustibles MOX. En effet, il est possible que son utilisation en REP induise un changement de radiotoxicité avant et après l'irradiation.

Afin de comparer les stratégies cycle ouvert et mono-recyclage du plutonium en REP, il faut faire attention à normaliser correctement les matières. Il faut environ 7 assemblages UOX usés pour avoir suffisamment de plutonium pour la fabrication d'un assemblage MOX neuf. Nous avons donc tracé la radiotoxicité de 8 assemblages UOX usés pour la comparer aux déchets issus du retraitement de 7 assemblages UOX usés et 1 assemblage MOX usé. Ces radiotoxicités sont représentées dans la figure 3.2 sur laquelle on peut voir très clairement que l'utilisation du MOX ne réduit pas la radiotoxicité globale des matières.

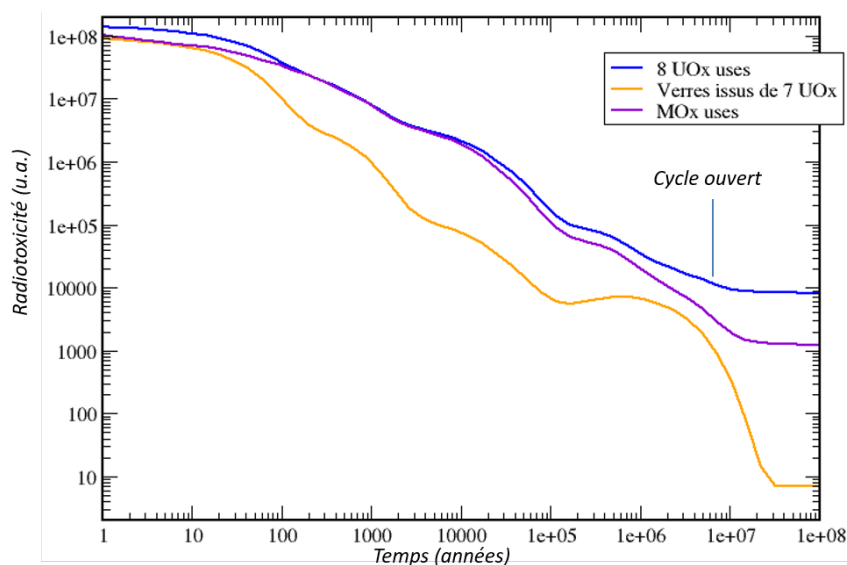


FIGURE 3.2 – Evolution comparée des radiotoxicités des matières dans le cycle ouvert et dans le cycle fermé

Cette figure montre que l'utilisation du MOX ne réduit en rien la problématique de l'activité des matières nucléaires qu'elles soient considérées comme déchets ou comme matières valorisables. Nous venons de voir que le mono-recyclage du plutonium conduit à une économie de la ressource naturelle d'environ  $1/8$  soit environ 12%, ce qui n'est pas une économie substantielle au vu de la part du coût de la ressource dans le coût global de l'électricité nucléaire.

En réalité, l'intérêt du MOX réside dans la concentration du plutonium dans les assemblages MOX usés plutôt que dans les assemblages UOX usés. En effet, le stockage des combustibles usés contenant du plutonium est alors facilité (1 assemblage usé à stocker dans le cas du monorecyclage du Pu contre 8 pour une stratégie cycle ouvert) et la fabrication des combustibles pour les réacteurs à neutrons rapides, à forte teneur en plutonium, demandera des unités de recyclage moins lourdes puisqu'il faudra alors retraiter 8 fois moins de matière pour obtenir la même quantité de plutonium pour la fabrication des combustibles.

### 3.1.2 La valorisation du Pu dans les réacteurs rapides

La section précédente rappelle que le plutonium est l'élément le plus radiotoxique dans le cycle et que son mono-recyclage via l'utilisation du MOX n'a que peu d'intérêt pour réduire la quantité de matières radioactives à gérer au niveau du cycle complet.

Considérer le plutonium dans les MOX usés comme une réserve stratégique sous-entend donc son utilisation ultérieure. Nous verrons dans la suite que l'utilisation de la technologie REP

impose de multi-recycler le plutonium sur un support uranium enrichi pour des raisons de sûreté et de limitation de la teneur Pu dans les combustibles REP [YP99, Wor00]. La thèse de Marc Ernout [Ern14] à Orsay (encadrement Sylvain David), puis celle de Fanny Courtin [Cou17a] à Nantes (encadrement Nicolas Thiollière) montrent même que le multi-recyclage du plutonium sur support d'uranium enrichi dans les REP conduit à une augmentation de la consommation de ressources naturelles qu'il est possible de compenser via le recyclage de l'uranium de retraitement.

Rappelons que seul un spectre rapide permet de régénérer le plutonium en fonctionnement et d'utiliser pleinement le potentiel énergétique de l'uranium 238 via deux absorptions de neutrons : la première sur le noyau 238 qui produit un noyau de plutonium 239 par deux décroissances  $\beta^-$ , et la deuxième sur le plutonium 239 pour la fission. L'HDR de Sylvain David présente en détail les contraintes neutroniques et les conséquences sur les inventaires en plutonium nécessaires pour les réacteurs rapides. On retiendra ici que la quantité de plutonium nécessaire pour un réacteur à neutrons rapides est de l'ordre de 15 à 25 tonnes et qu'il faut environ 1200 à 1500 tonnes de plutonium pour une production d'énergie nucléaire équivalente à celle du parc français. A titre indicatif, les estimations avec CLASS indiquent que nous avons en France de l'ordre de 350 tonnes de plutonium dans les combustibles usés en 2020.

Valoriser le plutonium et le garder pour une éventuelle transition vers des RNR est donc une stratégie de long terme, à un horizon supérieur à celui du demi-siècle. En effet, vouloir se donner la possibilité de démarrer des RNR en remplacement des REP sous-entend d'accumuler précieusement le plutonium pendant plusieurs décennies (typiquement, une génération de réacteur).

### 3.1.2.1 Quelques données sur les ressources

La question fondamentale est donc de savoir si, d'ici 50 ans ou plus, nous assisterons à une crise économique de l'uranium naturel qui imposera une transition vers les RNR sous peine d'abandonner l'énergie nucléaire. Comme éléments de réponse, nous pouvons observer les ressources naturelles d'uranium compilées dans le livre rouge de l'AIEA [NEA20] et rappelées dans le tableau 3.2.

Ce tableau montre qu'il y a plus de 10 millions de tonnes d'uranium naturel disponible sur terre à un prix inférieur à 130 dollars le kilo (en considérant les ressources identifiées et les ressources raisonnablement assurées). Ces réserves sont plus que doublées en supposant un facteur deux sur le prix de l'uranium naturel.

La consommation mondiale d'uranium est estimée aujourd'hui à 65 000 tonnes par an et rappelons qu'un REP UOX qui fonctionnerait 50 ans engage sur sa durée de vie environ 10 000 tonnes d'uranium naturel. Une simple règle de trois montre qu'il faudrait près de 150 années de fonctionnement du parc mondial actuel pour atteindre la limite aux alentours de 10 millions de tonnes. Nous pouvons en déduire que si le nucléaire ne se développe pas (ou peu) dans le prochain siècle, il est peu probable d'observer une pénurie d'uranium qui justifierait le déploiement de réacteurs à neutrons rapides.

Il faut pondérer ce raisonnement simpliste par deux points importants. Le premier, c'est que les réserves d'uranium données dans les références de l'AIEA sont basées sur des considérations déclaratives des différents pays, parfois sans grande justification. Le tableau 3.2 montre en effet la variabilité des ressources déclarées entre 2015 et 2017 et des variations très fortes sont parfois observées. Les incertitudes ne sont pas du tout évaluées et ces chiffres sont parfois fortement critiqués. Le deuxième point qui doit pondérer des raisonnements simplistes comme une règle de trois est la disponibilité des mines d'uranium et donc la capacité d'extraction. En effet, ce n'est pas parce que l'uranium est disponible que l'industrie est en capacité de produire des combustibles UOX. Les débits d'extraction limités des minerais pourraient engendrer une pénurie d'uranium qui pourrait alors justifier l'utilisation du multi-recyclage du plutonium. Le projet PEPITTE porté par Adrien Bidaud traite parfaitement de cette problématique et

CHAPITRE 3. LA PROBLÉMATIQUE DES NUCLÉAIRES DU FUTUR : QUELLES  
QUESTIONS ? QUELLES RÉPONSES ?

Catégorie de ressources	2017	Evolution rapport à 2015 (%)
Ressources identifiées		
< 260\$ <sub>US</sub> /kgU	7 988.6	4.5
< 130\$ <sub>US</sub> /kgU	6 142.2	7.4
< 80\$ <sub>US</sub> /kgU	2 079.5	-2.1
< 40\$ <sub>US</sub> /kgU	1 057.7	63.5
Ressources raisonnablement assurées		
< 260\$ <sub>US</sub> /kgU	4 815.0	9.8
< 130\$ <sub>US</sub> /kgU	3 865.0	11.8
< 80\$ <sub>US</sub> /kgU	1 279.9	4.6
< 40\$ <sub>US</sub> /kgU	713.4	49.1
Ressources présumées		
< 260\$ <sub>US</sub> /kgU	3 173.0	-2.5
< 130\$ <sub>US</sub> /kgU	2 277.0	0.7
< 80\$ <sub>US</sub> /kgU	799.9	-11.2
< 40\$ <sub>US</sub> /kgU	344.4	104.5

TABLE 3.2 – Récapitulatif des ressources en uranium naturel en 2017 et évolution par rapport à 2015 en milliers de tonnes (données issues de [NEA20])

montre qu’une crise de l’uranium peut être effectivement induite par une limitation du débit d’extraction [ZIBC<sup>+</sup>11].

### 3.1.2.2 Crise de l’uranium ou crise du plutonium

Les paragraphes précédents rappellent que les RNR, qui ont été conçus pour régénérer le plutonium et donc permettre la fermeture du cycle électronucléaire, demandent un inventaire en plutonium très important. Historiquement, ce besoin de régénération s’imposait en vue d’une pénurie de matière première et donc d’une crise sur les marchés de l’uranium. Aujourd’hui, les ressources identifiées et probables indiquent qu’une crise de l’uranium est plausible si l’industrie électronucléaire se développe fortement au niveau mondial, et plus le nucléaire se développera, plus ce risque de pénurie sera précoce.

Notons qu’en 2018, les productions nucléaires en France et en Chine étaient respectivement de 7100 et 2400 *kWh/an/hab*. L’éventualité que la Chine engage seule un programme aussi ambitieux que les Français dans les années 1980, rend légitime une crainte de pénurie d’uranium et donc le développement des réacteurs à neutrons rapides.

Finalement, la stratégie française avant l’abandon d’ASTRID permettait le choix de démarrer éventuellement des RNR après 2050 si le marché de l’uranium devenait à risque. Ce positionnement justifie alors de produire du plutonium dans les REP et de l’accumuler dans les combustibles usés pour une utilisation ultérieure. Pour étudier les possibilités de production, nous avons étudié un scénario simple et académique, proche du parc français, en faisant varier les paramètres du parc comme les burn-up des réacteurs UOX et MOX, les temps de cooling, la fraction des combustibles MOX, la stratégie de retraitement. La figure 3.3 montre les quantités de plutonium en cycle en fonction de l’uranium naturel consommé pour toutes ces différentes trajectoires et pour différents temps du scénario. Il est montré que la production de plutonium dans les REP est bornée et qu’il semble impossible de produire plus qu’une tonne de Pu pour 900 tonnes d’uranium naturel consommé.

En supposant 10 millions de tonnes d’uranium naturel disponibles utilisés dans des REP dans des conditions garantissant le maximum de la production de plutonium, et en supposant qu’un RNR nécessite 15 à 20 tonnes de plutonium pour fonctionner, seules 500 à 700 unités RNR peuvent être déployées (à comparer aux 457 réacteurs en fonctionnement dans le monde).

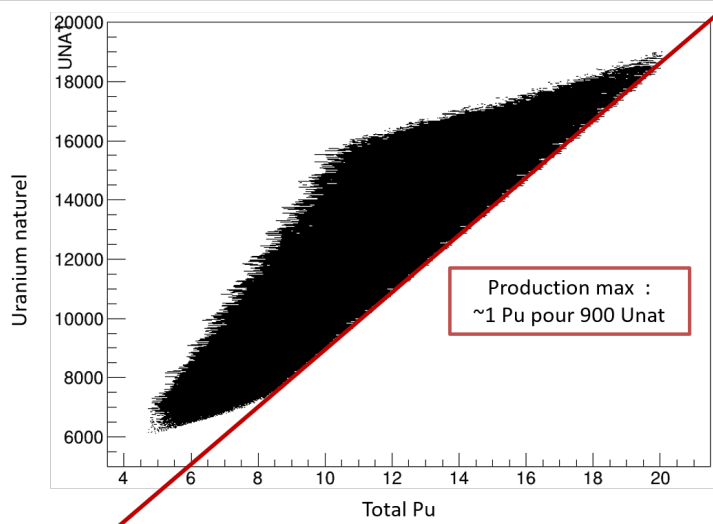


FIGURE 3.3 – Production du plutonium dans les REP en fonction de la consommation d'uranium naturel pour de nombreuses combinaisons de paramètres

Ce chiffre relativement faible montre qu'une éventuelle crise de l'uranium sera forcément suivie d'une crise du plutonium. En d'autres termes, si l'industrie nucléaire subit un essor important au niveau mondial, les ressources d'uranium viendront à manquer. En supposant que cet uranium est utilisé dans des REP pour produire du plutonium, le nombre de RNR potentiellement déployables est alors limité. Par conséquent, un essor du nucléaire au niveau mondial et durable impliquerait probablement, et du point de vue des matières uniquement, la mise en oeuvre de stratégie de surgénération.

Aujourd'hui, personne ne peut dire ce qu'il adviendra de l'énergie nucléaire dans les prochaines décennies. Les promesses de 2010 où la littérature montrait des évolutions allant jusqu'à un facteur 5 sur le nombre de réacteurs au niveau mondial en 2050 (et un facteur 10 en 2100) semblent assez improbables aujourd'hui [Nif15]. Cependant, et malgré l'accident de Fukushima, l'énergie nucléaire n'est pas en déclin et semble assez stable. L'incertitude n'a jamais été aussi forte sur les décisions publiques internationales et cette incertitude se traduit aujourd'hui par une incertitude forte sur la manière de considérer le plutonium dans les années à venir.

Cette section présente les fondements des problématiques scientifiques qui nous animent et qui peuvent être regroupés sous la question du statut du plutonium. En effet, nous rappelons ici que le plutonium est à la fois le déchet majoritaire et une matière grandement valorisable selon l'évolution de la demande nucléaire mondiale. Une crise du marché de l'uranium impliquerait alors la nécessité de mettre en place la régénération du combustible dans le futur. Nous montrons aussi qu'une pénurie d'uranium conduirait également à une pénurie de plutonium si la première n'est pas anticipée suffisamment en amont.

Ainsi les scénarios du début des années 2000 proposaient le déploiement rapide de RNR pour s'affranchir de cette crainte de pénurie. Cependant, l'histoire montre que la problématique de la ressource n'est pas celle qui motive les investissements actuels et le besoin de la régénération n'est pas établi aujourd'hui.

Les propositions actuelles sont interprétées dans la suite comme des stratégies d'attente pour lever l'incertitude sur le statut du plutonium. Nous allons analyser quelques propositions dans la section suivante.

## 3.2 Etude des stratégies d'attente

Nous venons de voir que l'évolution très incertaine de la filière nucléaire mondiale conditionne l'ensemble des développements industriels de long terme. Le choix français de considérer le plutonium comme une matière valorisable permet de garder un certain choix du mix énergétique en 2050 et de développer éventuellement ou non les réacteurs à neutrons rapides. Cependant, les conséquences d'une telle position sont impactantes, tant du point de vue financier que du point de vue des installations à maintenir et à développer sans oublier le maintien des compétences sur de longues périodes temporelles.

Des choix importants doivent être effectués dans les prochaines décennies (d'ici 2040) comme celui de l'extension des durées de vie des réacteurs existants, du renouvellement des installations de la Hague ou le déploiement d'une nouvelle flotte de réacteurs EPR2 par exemple.

Nous avons vu dans la section précédente, qu'un parc de 60 GWe de RNR nécessite une quantité de plutonium entre 1000 et 1500 tonnes, mais il est hasardeux de tenter de prédire la date où un tel parc serait pertinent. Les stratégies à l'étude aujourd'hui sont donc des stratégies intermédiaires, où l'objectif est de stabiliser le plutonium à un niveau plus ou moins proche des fameuses 1000 tonnes en fonction du risque estimé sur la pénurie d'uranium naturel. Ces stratégies sont qualifiées ici de stratégies d'attente car leur principal objectif est d'apporter une solution dynamique de gestion de l'incertitude sur l'essor mondial de l'énergie nucléaire.

### 3.2.1 Stabilisation avec la technologie des REP actuels

Rappelons que l'évolution du plutonium sous irradiation dans les combustibles MOX dégrade fortement sa qualité isotopique, définie comme le ratio des quantités d'isotope fissile sur la quantité totale de plutonium. Il est alors impossible de construire un combustible neuf pour des REP avec du plutonium issu des combustibles MOX usés. Il est donc nécessaire de mélanger le plutonium avec de l'uranium enrichi. Ce mélange peut s'effectuer au niveau du mélange des poudres dans la fabrication du combustible, ce qui produit un assemblage homogène. C'est la technologie MIX. L'apport d'uranium enrichi peut aussi s'effectuer de manière hétérogène en juxtaposant des crayons UOX à des crayons MOX dans un assemblage. L'assemblage est alors hétérogène. C'est le cas de la technologie CORAIL par exemple. Les récents scénarios proposés par la filière nucléaire française proposent d'utiliser ce type d'assemblage dans l'objectif de stabiliser les inventaires de Pu en cycle et de démontrer la reprise possible du plutonium issu des assemblages MOX usés.

#### 3.2.1.1 Les scénarios 2020 simulés avec CLASS

Fanny Courtin, dans sa thèse, a développé un modèle de réacteur adapté au multi-recyclage du plutonium en REP sur support d'uranium enrichi en adaptant la teneur en plutonium et l'enrichissement de l'uranium pour la fabrication des combustibles. Ce modèle (appelé MOX-EUS) est très proche de la proposition des combustibles MIX présentée dans la littérature qui suppose un combustible homogène où l'uranium enrichi et le plutonium seraient mélangés au niveau de la pastille. Cependant, à la différence du modèle MOX-EUS, les combustibles MIX sont construits avec une teneur en plutonium fixe et l'enrichissement en uranium 235 est alors ajusté pour tenir le burn-up souhaité. Dans les MOX-EUS de Fanny, la teneur en plutonium est laissée libre jusqu'à une certaine limite et, si et seulement si la qualité du plutonium ne permet pas d'atteindre le burn-up souhaité, de l'uranium enrichi est ajouté. Malgré la différence fondamentale, nous avons repris ce modèle MOX-EUS en fixant la teneur en plutonium dans les calculs CLASS afin de comparaison avec scénarios proposés par le CEA en 2020 dans le cadre du Plan National de Gestion des Matières et Déchets Radioactifs avec le combustible MIX [MMCC20]. Les calculs des trajectoires du CEA avec les combustibles CORAIL ne pourront quant à eux être réalisés faute de modèle précis disponible dans CLASS pour le moment.

Tout d’abord, la reprise de l’historique du parc français a été réalisé pour recalculer l’inventaire des matières actuelles disponibles dans les combustibles UOX et MOX usés. Le résultat de la simulation CLASS est représenté dans la figure 3.4 qui montre un inventaire en plutonium total de l’ordre de 350 tonnes, cohérent avec les estimations du CEA et de l’ANDRA [Cou17b].

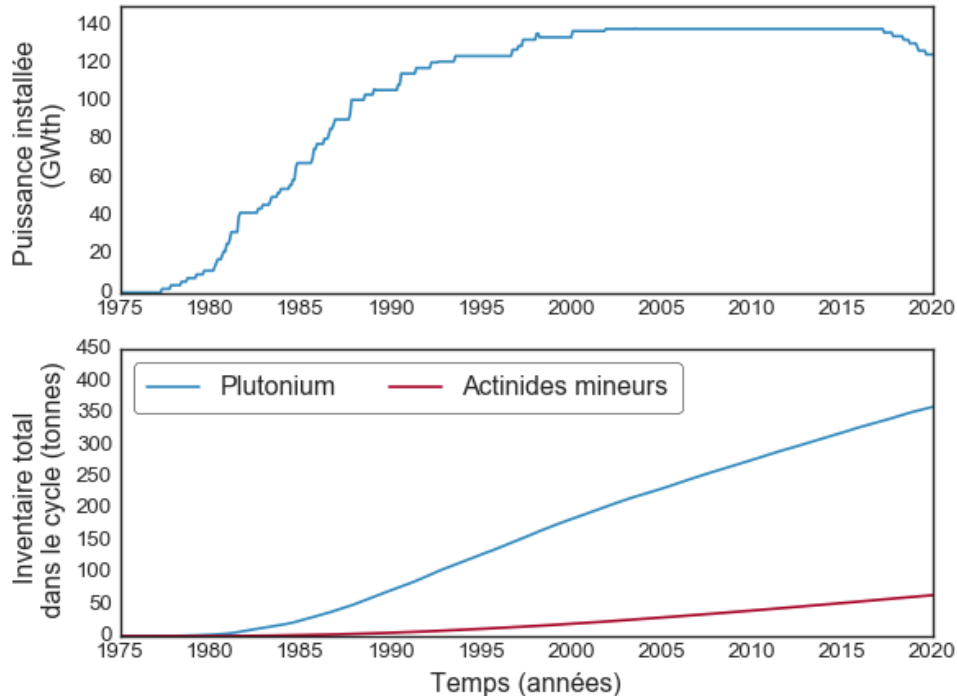


FIGURE 3.4 – Historique du parc français : évolution de la puissance thermique installée (en haut) et évolution des inventaires totaux dans le cycle en plutonium et en actinides mineurs

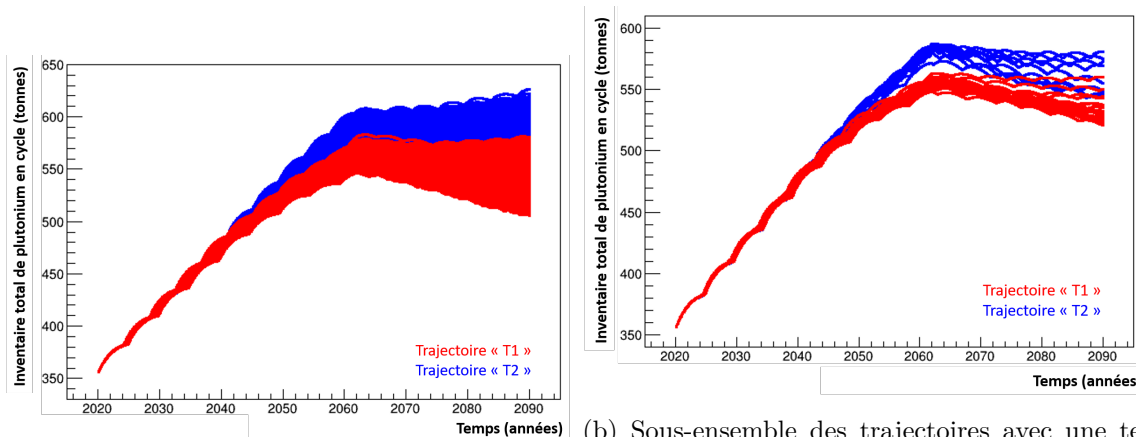
Cette estimation de la quantité de plutonium dans les différents combustibles usés permet alors de simuler les scénarios proposés par le CEA. Dans ces scénarios, plusieurs trajectoires d’évolution de la puissance installée sont étudiées mais nous nous focaliserons ici sur deux trajectoires. La première, notée  $T1$ , considère la construction de 18 EPR (nouvelle génération) en remplacement du parc actuel pour une puissance installée d’environ 30 GWe, ce qui correspond à une diminution d’un facteur 2 environ de la puissance nucléaire. La deuxième trajectoire, notée ici  $T2$ , considère la construction de 32 EPR pour une puissance installée de 53,44 GWe (soit un maintien de la puissance par rapport à la situation actuelle).

L’étude de ces scénarios se fait donc selon la méthode classiquement utilisée maintenant à l’IN2P3 via une approche multiparamétrique. Nous considérons donc comme variable les burn-up des combustibles UOX, MOX et MIX, les stratégies de retraitement ("Last In - First Out" ou "Last In - Last Out") et la teneur en plutonium dans les combustibles MIX. Les temps de refroidissement ne sont pas échantillonnés car nous avons déjà montré dans des précédents travaux que ces variables n’influaient pas les inventaires de plutonium. Les limites de cet échantillonnage, aléatoire et réalisé selon un LHS (donc sans corrélation), sont présentées dans le tableau 3.3 et 7000 trajectoires différentes ont été simulées.

Paramètre	Valeur min	Valeur max
BU	43	55
Stratégies retraitement	LIFO	FIFO
Teneur Pu MIX	7,9%	10,9%

TABLE 3.3 – Récapitulatif de l’échantillonnage utilisé pour le calcul des scénarios CEA 2020

Les résultats d'évolution des quantités totales de plutonium en cycle sont présentés dans la figure 3.5a pour les trajectoires  $T1$  et  $T2$ . Notons que sur les 3500 simulations pour chaque type, seules 2349 sont valides pour  $T1$  et 2856 pour  $T2$ . Une trajectoire est déclarée non valable quand un réacteur n'est pas chargé durant la simulation parce qu'il n'y a pas assez de matière disponible (du plutonium pour les MIX par exemple), ou dans la totalité des cas ici, parce que la teneur en plutonium et la qualité du plutonium des combustibles MIX sont trop élevées et que le burn-up de ces combustibles est alors trop long. L'ensemble des trajectoires valides est représenté dans la figure 3.5a. Pour améliorer le nombre de trajectoires acceptables, il faudrait régler finement les débits de plutonium pour adapter la qualité isotopique (et dans ce cas la dégrader) pour permettre le chargement.

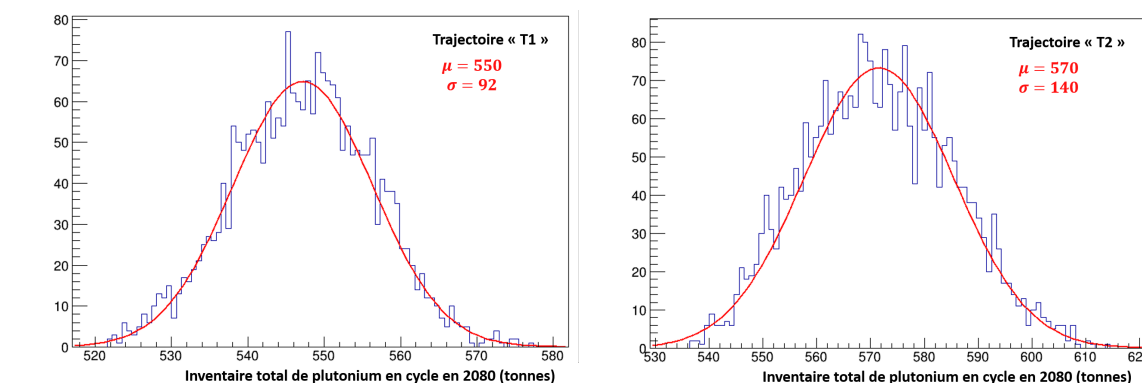


(a) Ensemble des trajectoires simulées

(b) Sous-ensemble des trajectoires avec une teneur Pu dans les combustibles MIX de 9,08% et des burn-up de 50 GWj/t (à l'image des calculs du CEA)

FIGURE 3.5 – Evolution du plutonium dans les scénarios MIX pour les trajectoires  $T1$  et  $T2$

Les histogrammes des inventaires en 2080 pour les trajectoires  $T1$  et  $T2$  sont représentés respectivement dans les figures 3.6a et 3.6b qui donnent estimation des incertitudes induites par les paramètres du cycle comme la teneur en plutonium dans les combustibles MIX, les burn-up des réacteurs (notamment celui des réacteurs UOX), ainsi que les stratégies de recyclage du plutonium.



(a)  $T1$

(b)  $T2$

FIGURE 3.6 – Histogrammes des inventaires totaux en plutonium dans le cycle en 2080 pour les trajectoires  $T1$  et  $T2$ , ajusté par une gaussienne dont les valeurs des moyennes et variances sont données sur la figure

Les restrictions sur la teneur en plutonium dans les MIX à 9,08% (valeur reconnue

comme admissible par la filière en 2020, mais qui a été revue à la baisse en 2021) et sur les burn-up aux alentours de 50 GWj/t nous permettent d'obtenir des inventaires de plutonium à l'équilibre comme visibles dans la figure 3.5b. Les écarts observés avec les résultats des simulations du CEA sont limités et de l'ordre de 10% (respectivement de 9,4% et 10,8% pour  $T1$  et  $T2$ ), ce qui est considéré comme acceptable au vu des approximations faites dans les simulations CLASS.

Pour les deux familles de trajectoires ( $T1$  et  $T2$ ), la proportion de réacteurs MIX est de 33% environ en fin de scénario, ce qui correspond à l'équilibre sur le plutonium : la production dans les réacteurs UOX est alors compensée par l'incinération dans les réacteurs MIX. La différence forte d'inventaires entre les trajectoires  $T1$  et  $T2$  s'explique par le déploiement des réacteurs MIX en deux temps : une première phase de 10 ans où est déployée la moitié des réacteurs incinérateurs (pour une fraction d'environ 16% du parc) puis une deuxième phase où le reste des réacteurs est déployé. Pendant la première phase de 10 ans, le parc est producteur de plutonium, à la hauteur de la puissance globale du parc et, comme les parcs impliqués dans les trajectoires  $T2$  contiennent deux fois plus de réacteurs, la production de plutonium par unité de temps dans cette phase est deux fois plus importante.

Pour s'en convaincre, nous avons réalisé les mêmes 7000 simulations en déployant l'ensemble des réacteurs MIX en 2050. Les résultats sont présentés dans la figure 3.7 où l'on voit très clairement que les niveaux d'équilibre des trajectoires  $T1$  et  $T2$  sont compatibles et que les autres paramètres du parc (comme le burn-up des réacteurs ou la stratégie de retraitement) influencent plus que la puissance produite à partir du moment où l'équilibre est atteint.

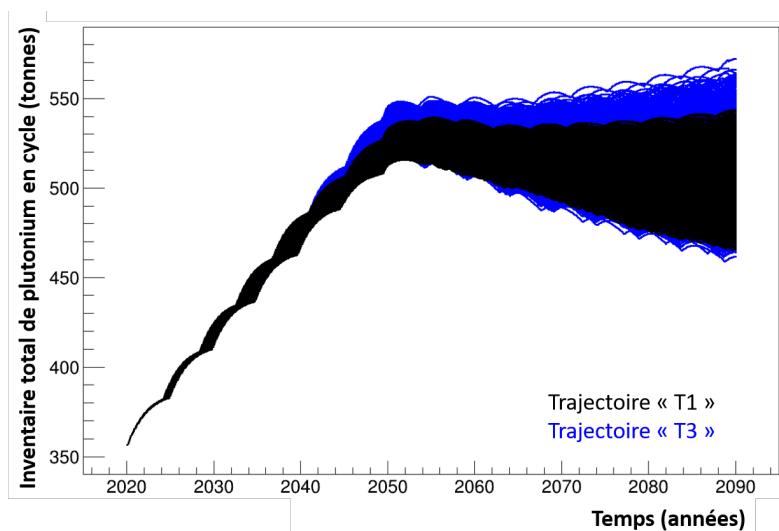


FIGURE 3.7 – Evolution du plutonium dans les scénarios MIX pour les trajectoires  $T1$  et  $T2$  en supposant un déploiement complet des réacteurs MIX en 2050

Enfin, pour s'assurer de la validité des calculs CLASS, nous pouvons aussi comparer les inventaires dans les stocks qui représentent les combustibles usés présents dans les piscines et disponibles pour le retraitement. L'évolution de ces inventaires est représentée en figure 3.8 pour le sous-ensemble des trajectoires  $T1$  qui correspond aux hypothèses du CEA (teneur Pu dans les combustibles MIX de 9,08% et burn-up de 50GWj/t) et l'on voit que l'inventaire des combustibles MOX usés sera résorbé entre 2080 et 2085 et que l'inventaire des combustibles MIX usés atteindra environ 4 milliers de tonnes en 2080 conformément aux calculs du CEA.

Des comparaisons plus précises sur l'évolution de l'isotopie du plutonium dans les stocks et dans les combustibles, non présentées ici, semblent montrer un accord plus que satisfaisant avec les simulations COSI présentées dans le cadre des auditions de la CNE2. Cette analyse du parc Français et de sa projection nous offre une base solide pour la suite de nos travaux présentés dans le prochain chapitre traitant des perspectives de recherches.

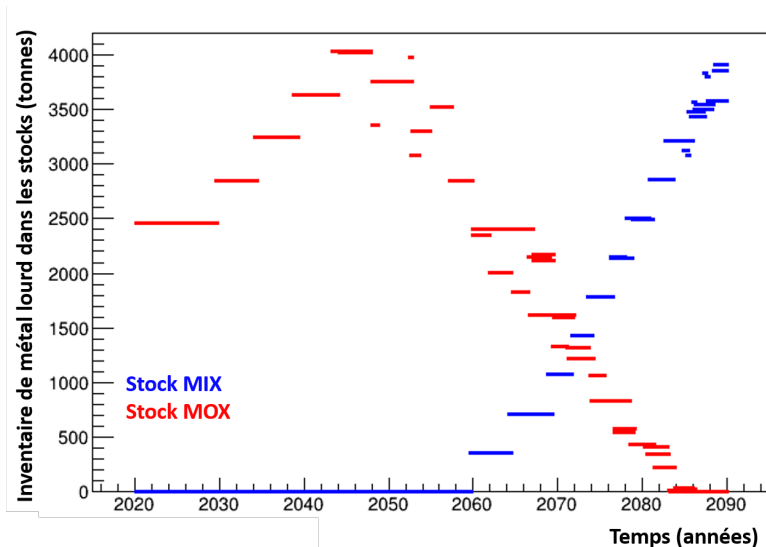


FIGURE 3.8 – Evolution des quantités de métaux lourds dans les entreposages temporaires pour la trajectoire  $T1$

### 3.2.1.2 Le mono-recyclage de l'Américium en REP

La recherche de la stabilisation du plutonium en cycle doit permettre à l'industrie française de consolider et de développer le savoir-faire du retraitement des déchets nucléaires et de la fabrication de combustibles chargés en plutonium. Les différentes options pour le recyclage permettent de garder un inventaire plus ou moins haut et de laisser aux générations futures un maximum de choix possibles quant aux déploiements des réacteurs à neutrons rapides après 2050.

Le raisonnement qui conduit au choix de considérer les REP pour multi-recycler le plutonium est assez simple : l'industrie nucléaire ne profite pas d'un essor mondial fort et les réacteurs nucléaires de nouvelle génération sont très coûteux à développer et à construire sans que leur nécessité soit avérée d'ici plusieurs décennies. Par conséquent, les systèmes qui pourraient mettre en oeuvre la transmutation des actinides mineurs sont retardés d'autant et, en attendant, les isotopes de l'américium et du curium resteront vitrifiés, augmentant la quantité de verres à gérer. Comme la transmutation est une stratégie possédant une grande inertie, sont report discrédite encore un peu plus cette stratégie aujourd'hui.

Pour rendre la transmutation plausible dans le futur, il serait intéressant d'arrêter la vitrification et de considérer des solutions avec les réacteurs actuels. Sylvain David, toujours dans son HDR, a proposé l'idée du mono-recyclage de l'américium dans les combustibles MOX et de stocker ainsi l'américium dans les combustibles usés. Le flux d'américium pourrait alors suivre le flux de plutonium au retraitement et à la fabrication du combustible, et c'est ce qui a été étudié d'abord pendant la thèse de Robert Sogbadji puis pendant le post-doctorat d'Abdoul-Aziz Zakari-Issouffou [ZIDS<sup>+</sup>17]. L'évolution comparée des inventaires en actinides mineurs dans les combustibles mettant en oeuvre le mono-recyclage de l'américium ou non est représentée en figure 3.9. Pour tenir l'irradiation, les assemblages américiés doivent avoir une teneur en plutonium légèrement supérieure pour compenser la pénalité neutronique de l'américium.

Il faut noter que cette insertion de l'américium dans les MOX conduit à des proportions supérieures à 3%, ce qui est la limite actuelle de l'unité de fabrication MELOX. L'impact au déchargement de la présence d'actinides mineurs en proportion bien plus importante a été étudié via des calculs d'évolution de chaleur résiduelle et de débit de dose représentés dans la figure 3.10 où l'on voit très clairement l'impact d'une concentration supérieure en actinides mineurs dans les combustibles usés. Pour autant, la hausse de la radioactivité de ces assemblages usés ne semble

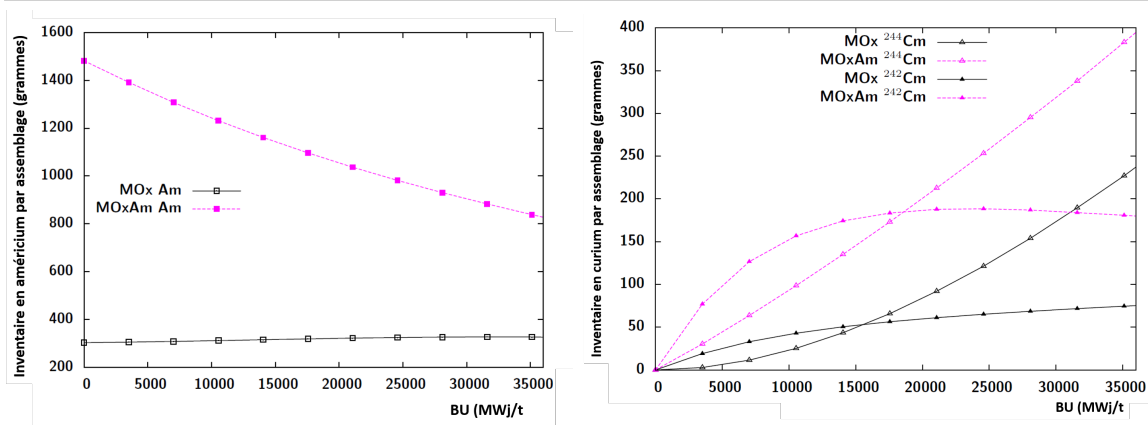


FIGURE 3.9 – Evolution des inventaires en américium et en curium dans des assemblages MOX et MOX-Am

pas nécessiter un supplément de refroidissement au vu des limites actuelles.

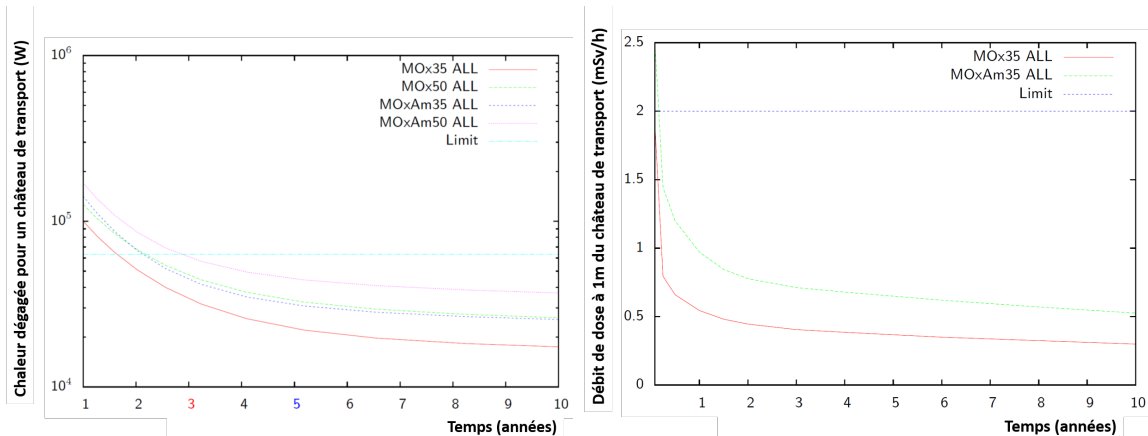


FIGURE 3.10 – Chaleur résiduelle et débit de dose à 1m d'un château de transport contenant 12 assemblages MOX et MOX-Am comparés aux limites actuelles pour le transport et en fonction du temps de refroidissement. La dénomination 35 et 50 représente le burn-up de décharge des combustibles

Au niveau du parc, l'américium brûlé dans les réacteurs est en partie compensé par une sur-production de plutonium 241 dans les assemblages MOX amériéciés du fait de l'augmentation de la teneur Pu en début de cycle nécessaire pour compenser la pénalité neutronique de l'américium. Pour quantifier l'intérêt de la stratégie au niveau du parc, il est donc nécessaire de faire une simulation complète du cycle, ce qui est possible car nous avons développé un modèle MOx amériécié pour CLASS.

Nous considérons alors un parc UOX et MOX (mettant ou non en oeuvre le mono-recyclage de l'américium). Le parc fonctionne à puissance constante et la fraction des combustibles MOX est adaptée pour que l'ensemble des combustibles UOX soit retraité. Il n'y a donc pas d'accumulation de combustibles UOX usés une fois que les réacteurs MOX ont démarré. Le burn-up des réacteurs UOX est de 35 GWj/t et celui des réacteurs MOX est de 35 ou 50 GWj/t suivant les cas d'étude. Les réacteurs MOX démarrent après 20 ans de fonctionnement du parc afin d'avoir assez de matière pour la fabrication des combustibles MOX. Les configurations des parcs simulés sont résumées dans le tableau 3.4.

Les résultats des calculs, en termes d'inventaire d'américium, sont présentés dans la figure 3.11. La figure 3.11 (a) fait apparaître la quantité d'américium aux déchets, ainsi que

Dénomination	Mono-recyclage de l'Am	BU UOX	BU MOX
$P$	NON	35	35
$\bar{P}$	NON	35	50
$P'$	OUI	35	35
$\bar{P}'$	OUI	35	50

TABLE 3.4 – Récapitulatif des scénarios calculés pour l'étude du mono-recyclage de l'américium en REP.

celle dans les MOX usés. Pour mesurer l'impact du mono-recyclage de l'américium en REP sur les inventaires totaux, on compare la somme de ces quantités à l'inventaire d'un MOX-Am usé. Comme on peut s'y attendre au vu des calculs au niveau du réacteur, la quantité d'américium dans les combustibles MOX-Am est plus importante que celle des combustibles MOX. Cependant, la réduction (de 15% environ) sur l'inventaire total en américium est beaucoup plus faible que celle attendue en observant la figure 3.9 : ceci est dû à une sur-production de plutonium 241 dans les MOX-Am. La notion de taux d'incinération au niveau du réacteur ne permet donc pas de quantifier l'impact au niveau du parc.

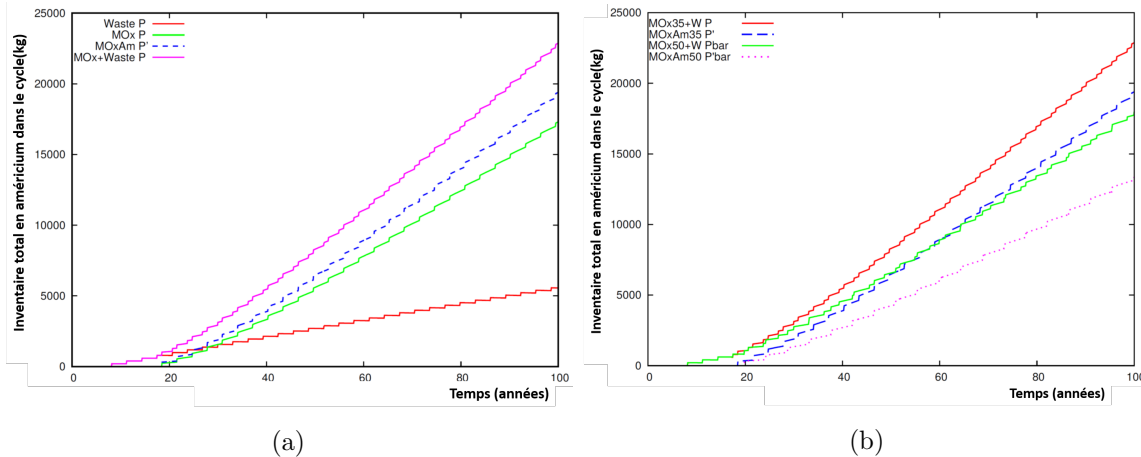


FIGURE 3.11 – Quantité d'américium dans des parcs UOX/MOX et UOX/MOX-AM. (a) compare un parc  $P$  classique avec un parc  $P'$  qui met en oeuvre le mono-recyclage de l'Am et (b) quantifie l'impact du burn-up des MOX sur la quantité d'Am via les parcs  $\bar{P}$  et  $\bar{P}'$  qui mettent en oeuvre des BU de 50 GWj/t pour les MOX

La figure 3.11 (b) montre, quant à elle, l'impact du burn-up des combustibles MOX sur la quantité d'américium. Une observation intéressante peut être faite en comparant les parcs  $P'$  et  $\bar{P}$ . Le premier, supposé incinérateur d'américium en produit quasiment autant que le second, qui ne met pas en oeuvre son incinération. Cette observation, encore induite par la différence dans le comportement du plutonium 241, nous conduit à être particulièrement précautionneux dans la comparaison des stratégies et des options possibles. Les comportements observés au niveau du réacteur ne sont pas forcément valides au niveau du parc complet et une stratégie, comme l'incinération de l'américium, peut s'avérer peu efficace en comparaison de l'optimisation d'une autre stratégie, comme la minimisation de sa production en jouant sur le burn-up des réacteurs par exemple.

Cela dit, la comparaison des stratégies doit aussi prendre en compte que l'américium n'a pas le même statut dans les deux cas : d'un côté, il est considéré comme un déchet et est vitrifié, de l'autre il est encore présent dans le cycle et le choix est encore possible. Il devra être traité lorsque les combustibles MOX seront retraités. Ce caractère de disponibilité est difficilement quantifiable et pondérable vis-à-vis d'autres critères comme un inventaire par exemple, mais il

doit être pris en compte.

### 3.2.2 Les RNR à faible coefficient de vidange pour une gestion optimisée du plutonium

Avant 2019, la stratégie de référence était la mise en oeuvre de réacteurs à neutrons rapides pour la stabilisation du plutonium. Comme nous l'avons évoqué plus haut, cette option conduit à des inventaires en cycle beaucoup plus importants mais reste la stratégie de référence à long terme pour faire face à une crise de l'uranium éventuelle. Pour se préparer, les développements sur cette technologie de réacteurs étaient réalisés dans le cadre du projet ASTRID, démonstrateur de 600 MWe d'un réacteur RNR à faible coefficient de vidange. La question, du point de vue de la physique du cycle, était de savoir si l'introduction de quelques unités de type ASTRID dans le parc permettrait une gestion améliorée du plutonium.

La thèse de Léa Tillard [Til19] avait pour objectif d'étudier l'impact de quelques unités de type ASTRID pour voir si l'introduction de RNR dans le cycle pouvait apporter de la souplesse en termes d'utilisation des matières. Les études intégrant des RNR ont été possibles grâce au développement des modèles conservant l'hétérogénéité des réacteurs dans CLASS, présentés dans le chapitre précédent.

#### 3.2.2.1 Impact de l'introduction de réacteurs ASTRID sur le cycle

Rappelons que la quantité de plutonium dans un parc constitué de REP UOX et de REP MOX dépend exclusivement de deux paramètres : la fraction de la puissance portée par les assemblages MOX et le burn-up des réacteurs UOX. A priori, l'introduction de réacteurs régénérateurs en plutonium ne devrait pas modifier ce comportement si l'on maintient la puissance des REP. En effet, si les réacteurs régénérateurs sont déployés en remplacement des REP, alors la production de plutonium chutera en proportion du nombre des réacteurs remplacés.

La thèse de Léa Tillard a démontré que les options du cycle impactaient fortement le comportement des réacteurs RNR, sensés être isogénérateurs de plutonium, sans l'être réellement suivant la composition du combustible initial. Pour vérifier l'impact du cycle sur les paramètres des ASTRID, un grand nombre de simulations du cycle a été réalisé, en faisant varier plusieurs paramètres (le burn-up des réacteurs, les stratégies de retraitement du plutonium, les temps de cooling, etc...). La trame du scénario reste constante : une première phase de 70 ans d'exploitation de REP UOX et REP MOX permet de constituer un stock de plutonium pour démarrer un certain nombre de RNR (entre 1 et 25) de type ASTRID. Le plutonium pour la fabrication du combustible de ces derniers réacteurs peut être issu des combustibles usés UOX ou MOX, selon plusieurs temps de cooling.

La figure 3.12 montre, pour l'ensemble des simulations réalisées, l'évolution des quantités de plutonium chargé dans ces réacteurs ASTRID en fonction du temps (la coloration représente la teneur moyenne en plutonium dans le combustible). Cette figure illustre tout d'abord que le comportement des réacteurs rapides varie en fonction de la quantité de plutonium chargé en début de cycle, grandeur adaptée en fonction de l'isotopie du plutonium grâce au modèle de fabrication du combustible. La provenance du plutonium joue donc un impact fort sur le comportement du réacteur qui peut être isogénérateur, incinérateur ou surgénérateur en fonction de la qualité du plutonium et donc en fonction de la masse de plutonium chargé.

Réciproquement, l'intégration de réacteurs rapides dans le parc impacte aussi les autres réacteurs. La figure 3.13 trace l'évolution de la teneur Pu dans les MOX en fonction des options de retraitement des combustibles RNR. Chaque ligne représente une trajectoire simulée et la coloration représente la stratégie : en vert, le plutonium est recyclé pour la fabrication des assemblages MOX alors qu'en bleu, le plutonium issu des RNR est exclusivement recyclé dans les RNR.

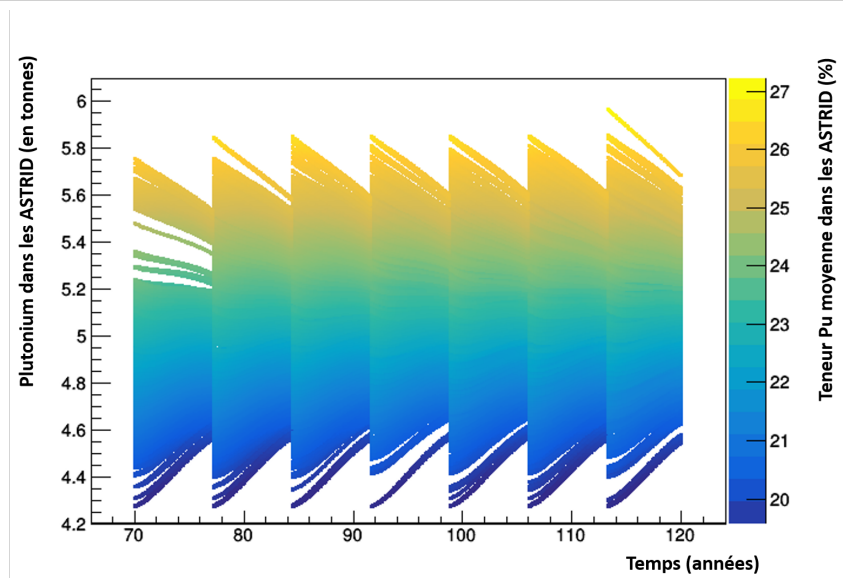


FIGURE 3.12 – Evolution du plutonium chargé dans les réacteurs ASTRID dans un parc UOX/MOX/RNR multi-recyclant le plutonium. La couleur représente la teneur Pu moyenne des combustibles ASTRID (figure tirée de la thèse de Léa Tillard)

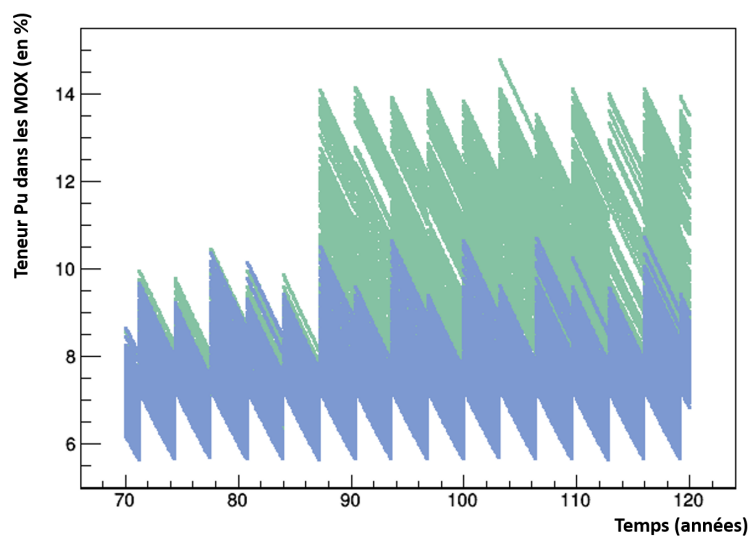


FIGURE 3.13 – Evolution de la teneur Pu chargée dans les combustibles MOX pour l'ensemble des trajectoires étudiées. En vert, les combustibles RNR sont recyclés dans les MOX et en bleu dans les RNR (figure tirée de la thèse de Léa Tillard)

Cette figure s'interprète par le fait que le plutonium issu des RNR est de moins bonne qualité que le plutonium issu des REP UOX. Par conséquent, pour atteindre le même burn-up, il est nécessaire d'augmenter la teneur Pu dans les MOX, amenant parfois à dépasser la limite de 12%, teneur maximale accessible dans les MOX.

Globalement, sur l'ensemble des scénarios simulés, l'introduction de quelques unités RNR ne perturbe pas réellement les quantités de plutonium accumulées qui restent dépendantes principalement de la fraction d'assemblage MOX dans les REP et du burn-up des UOX. Cependant l'analyse fine des trajectoires montre que certaines options du cycle impactent fortement les quantités en cycle.

Finalement, introduire correctement des réacteurs ASTRID dans le parc a pour avantage de diminuer la puissance REP installée et donc la production de plutonium mais apporte des contraintes sur les possibilités de retraitement du plutonium.

### 3.2.2.2 Construction d'un parc symbiotique pour stabiliser le plutonium

Il est possible d'imaginer un parc symbiotique contenant des RNR et des REP qui conduirait à une stabilisation du plutonium. Le plutonium produit dans les assemblages UOX serait alors consommé dans les réacteurs MOX, avec le recours aux réacteurs ASTRID qui permettrait de garantir une certaine qualité isotopique globale du plutonium. Rappelons que le parc français comporte environ 10% de MOX et l'ensemble du plutonium produit dans les UOX est recyclé dans les MOX. Le parc est toutefois producteur net de plutonium qui se retrouve dans les MOX usés.

Deux configurations pourraient alors permettre de construire un parc symbiotique :

- La strate REP est productrice de plutonium et la strate ASTRID est incinératrice
- La strate REP est incinératrice de plutonium et la strate ASTRID est alors surgénératrice.

Si la strate RNR doit produire du plutonium pour compenser l'incinération dans les REP induite par une forte proportion de MOX dans le parc, le vecteur isotopique ASTRID doit être de bonne qualité pour limiter la teneur Pu dans le combustible initial et ainsi favoriser la surgénération comme vu dans la figure 3.12. Ainsi, il faut que les combustibles UOX usés soient utilisés pour la fabrication des combustibles RNR en complément du plutonium issu des MOX usés (qui doivent être recyclés dans les RNR par définition de la stabilisation). Cependant, pour que la strate REP incinère du plutonium, la fraction des combustibles MOX est alors très importante et la masse de plutonium issue des UOX usés est minime devant celle issue des MOX usés (et des RNR usés). La strate RNR, sous ces conditions, ne peut alors conserver un comportement surgénérateur.

A l'opposé, pour opérer les RNR de façon à ce qu'ils incinèrent du plutonium, il faut augmenter la teneur dans les combustibles neufs et donc dégrader l'isotopie du plutonium. La thèse de Léa Tillard montre que l'incinération du plutonium dans les RNR peut monter jusqu'à 5,4  $g/GWh.e$  alors que la production du plutonium dans une strate REP UOX/MOX est de l'ordre de 20  $g/GWh.e$  selon la fraction MOX et le burn-up des UOX. Ainsi, pour obtenir l'équilibre dans ces conditions, il faut que 80% de la production électrique du parc soit assurée par des RNR en supposant que les flux de matière peuvent s'adapter.

Dans les deux cas, ces raisonnements qualitatifs nous conduisent à penser que la stabilisation du plutonium avec des réacteurs ASTRID tend à considérer des parcs composés très majoritairement de RNR. Les différentes tentatives pour identifier un parc à l'équilibre avec des ASTRID ont toutes conduit à un échec. L'équilibre, s'il est possible, semble issu d'une optimisation fine et peu robuste aux incertitudes opérationnelles des réacteurs (comme les burn-up par exemple). La troisième section de ce chapitre offre une réflexion sur la robustesse des conclusions apportées par ce type de raisonnement.

### 3.2.2.3 Analyse des Scénario 2015

La mise en oeuvre de modèles de réacteurs de type ASTRID permet d'évaluer l'intérêt de l'intégration de quelques unités dans le parc comme prévu avant 2019 via les scénarios de transition du parc actuel vers un parc de RNR via plusieurs paliers successifs, identifiés A, B, C et D, comme illustré dans la figure 3.14 [CMM18].

L'analyse poussée de ce type de scénario nécessite de rajouter des hypothèses qu'il est difficile de trouver dans les différents documents publics. Ainsi, par exemple, les concepts des

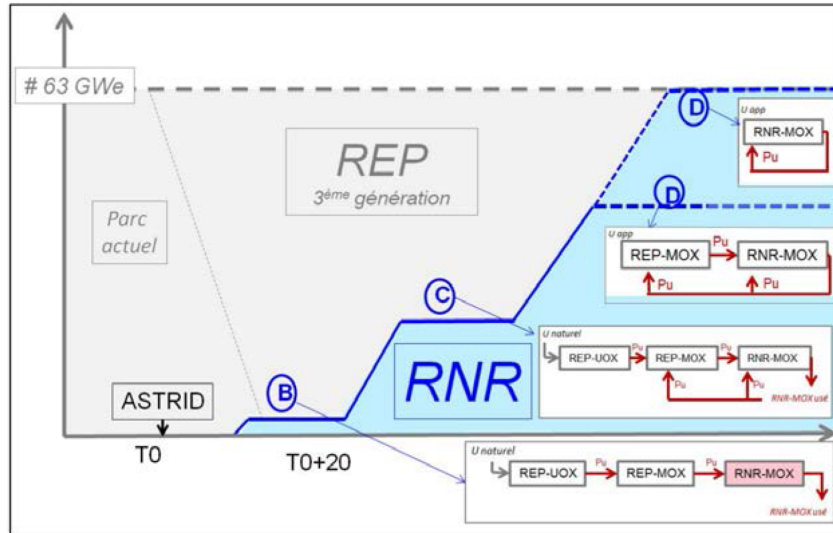


FIGURE 3.14 – Illustration du déploiement progressif des RNR pour le parc français, proposé dans le dossier CEA 2015

RNR de puissance ne sont pas réellement décrits et nous utiliserons le modèle ASTRID pour ce type de réacteur. Pour le palier B, 5% de la puissance du parc en RNR est déployée et s'élève à près de 30% pour le palier C. Pour atteindre un tel niveau, 3 nouvelles unités ASTRID sont déployées tous les deux ans et demi (uniquement 2 ans pour les derniers déploiements) entre 2095 et 2140.

L'analyse proposée pour ces trajectoires repose sur deux interrogations :

- Les stratégies de retraitement et les flux de plutonium impactent-ils les résultats ? Y-a-t-il un risque de pénurie de plutonium dans le démarrage des réacteurs rapides ?
- Quel est l'intérêt du palier B sur la gestion des matières et notamment du plutonium ? Faut-il anticiper le démarrage des RNR pour d'autres raisons que la construction d'une expertise industrielle d'une filière ?

A ces interrogations, il faut rajouter une incertitude : la puissance installée du parc français en 2040 peut être diminuée jusqu'à atteindre 50% de la production d'électricité aujourd'hui suivant l'interprétation de la loi pour la transition énergétique et de la croissance verte.

Les éléments de réflexion qui permettent de répondre à ces interrogations sont visibles dans [TCD<sup>+</sup>19a], et nous reprenons ici en substance les quelques conclusions marquantes.

L'analyse des défauts de chargement montre que la diminution de la fraction des combustibles UOX dans les REP, comme prévu par les trajectoires du scénario 2015, induit une baisse de plutonium disponible pour la fabrication des combustibles REP MOX, ce qui amène à un défaut de fabrication de ces mêmes combustibles. Ces trajectoires prévoient en effet une augmentation de la part des combustibles MOX à près de 35% (contre environ 10% aujourd'hui). La strate REP devient alors largement incinératrice de plutonium et nous avons rappelé la non-viabilité de parcs composés d'une telle strate et de réacteurs ASTRID dans la section précédente. Dans nos simulations, les paliers B et C représentent donc des parcs largement incinérateurs de plutonium, non viables sur le long terme sans une transition vers un palier D, qui représente un parc composé à 100% de RNR. Cette conclusion doit être nuancée si on envisage des réacteurs RNR sur-générateurs qui compenseraient l'incinération dans la strate REP.

Concernant l'intérêt du déploiement anticipé de quelques unités RNR, nous pouvons le quantifier en comparant la trajectoire de référence à une trajectoire qui envisagerait une transition du palier A directement vers le palier C sans envisager le palier B. Il en ressort que l'existence

du palier B minimise les inventaires en plutonium dans les stocks essentiellement induits par la diminution de la puissance de la strate REP et donc de la production de plutonium pendant ce palier. Simplement, le fait de comparer des parcs à puissance constante induit un effet de vases communicants entre les RNR et les REP. Ainsi, le fait de déployer une fraction arbitraire de la puissance totale de réacteurs isotogénérateurs diminue d'autant la puissance des REP et donc la production de plutonium, sous l'hypothèse de garder le reste du parc à l'identique. Ainsi, du point de vue pur des matières, sans aucune considération sur la disponibilité des technologies, le parc optimal concernant la production d'actinides mineurs et minimisant l'inventaire plutonium serait celui où l'on démarre les RNR au fur et à mesure de la disponibilité du plutonium.

Nous venons d'analyser trois scénarios possibles qui proposent trois visions différentes pour les prochaines décennies.

Tout d'abord, les scénarios actuellement proposés par la filière industrielle française et qui mettent en oeuvre le multi-recyclage du plutonium dans les REP. La méthodologie du *balayeur* a été appliquée pour regarder l'importance des paramètres opérationnels sur l'inventaire de plutonium à l'équilibre. Il apparaît que la stabilisation du plutonium est possible quelle que soit l'évolution de la puissance installée (réduction ou maintien). Nos inventaires de plutonium obtenus semblent en très bon accord avec les calculs de référence réalisés par le CEA avec COSI. Le chapitre suivant présente des perspectives pour aller au-delà de ces analyses.

Le mono-recyclage de l'américium est ensuite étudié. La philosophie de cette transition est tout autre : il s'agit d'attendre avant de vitrifier l'américium, responsable d'une bonne partie de la radiotoxicité des déchets actuels (et d'associer le statut de l'américium au statut du plutonium). L'étude de cette stratégie nous amène à beaucoup de prudence sur les conclusions qu'il est possible de dresser avec une étude simple. Nous montrons en effet que l'objectif de minimisation de la production d'américium à l'échelle d'un parc complet peut être satisfait en jouant sur les paramètres des réacteurs plutôt que sur les paramètres du cycle.

Enfin, les possibilités de gestion du plutonium avec quelques unités ASTRID sont présentées. Il en ressort que les propriétés physiques et neutroniques de cette technologie n'apportent pas de perspectives nouvelles concernant le statut du plutonium.

### 3.3 Flexibilité, robustesses et résilience dans les scénarios

Longtemps, les analyses de scénarios ont été "vendues" dans les différentes réponses à plusieurs appels à projets comme des outils d'aide à la décision, comme pour répondre à un besoin des politiques ou des industriels pour concevoir une stratégie la plus performante possible selon des critères présentés comme objectifs. La considération des débats politiques sur l'énergie nucléaire des dernières décennies peut conduire à deux conclusions possibles. Premièrement, les critères d'évaluation évoluent fortement dans le temps et la définition de stratégies "optimales" en est affectée. L'autre possibilité est de remettre en cause l'hypothèse de départ affirmant que les études de cycle représentent une aide à la décision.

Stéphanie Tillement, sociologue à l'Institut des Mines Telecom Atlantique porte un projet de recherche, en collaboration avec Nicolas Thiollière, sur les rôles et usages des scénarios. La méthodologie consistant à construire des groupes de réflexion entre acteurs politiques, industriels et académiques, a produit des conclusions très intéressantes et sans appel : les études de cycle ne sont pas utilisées comme outils d'aide à la décision en tant que tels. Cependant, comme les scénarios permettent de construire un dialogue, de fédérer des acteurs et de quantifier des décisions, ils sont d'utilité dans les débats publics.

Les explications identifiées jusqu'à présent de cette non-considération des études de cycle par le législateur sont nombreuses. Nous retenons parmi elles le manque de confiance dans les résultats des études et le cadre trop contraint, associé à une technicité des études trop

importante, pour que l'extrapolation au réel ne soit pertinente [Kri18].

Cette section propose deux cas d'étude et deux méthodologies qui permettent de répondre en partie à ces critiques. Le premier cas est issu d'un projet NEEDS (projet PERMIS) cherchant à déterminer l'impact des paramètres opérationnels et des incertitudes sur un parc qui satisfait un objectif donné (ici la stabilisation du plutonium). Le deuxième cherche à quantifier les notions de flexibilité et d'inertie d'une stratégie donnée en étudiant l'effet de disruption sur les paramètres du parc.

### 3.3.1 Vers la définition de parcs fiables : robustesse des études de cycle

Les incertitudes et biais de calcul dans les études réalisées avec des codes comme CLASS sont *vraiment* nombreux et la réduction des erreurs, via une modélisation des réacteurs et des procédés du cycle, de plus en plus précis, est un sujet de recherche en soi. La prise en compte des incertitudes sur les variables propres à chaque réacteur et à chaque cycle, comme le burn-up ou le facteur de charge par exemple, est un travail que nous laisserons à Sysiphe, estimant que l'approche classique d'une propagation des incertitudes est vouée à l'échec. De plus, comme nous l'avons évoqué en introduction de cette section, la quantification des incertitudes n'apporte que peu de confiance dans la recherche de réalisme de nos calculs.

Ainsi, plutôt que de chercher à réduire les incertitudes, nous pouvons essayer de quantifier leur impact sur les trajectoires identifiées comme acceptables. L'idée sous-jacente est de considérer les effets de compensations d'erreurs comme un facteur de crédibilité des études. Ainsi, si un paramètre opérationnel est amené à varier pendant le scénario, d'autres pourront être ajustés pour en compenser les effets.

Afin de valider ce propos, nous avons essayé, en collaboration avec le LECy du CEA Cadarache, de regarder l'effet des paramètres opérationnels sur la composition d'un parc symbiotique qui conduirait à une stabilisation du plutonium (projet PERMIS financé par NEEDS).

#### 3.3.1.1 Identification de l'espace des solutions

L'exercice est simple. Nous considérons des réacteurs REP pouvant être chargés avec des combustibles UOX ou MOX et des RNR pouvant être chargés uniquement avec du MOX, comme présenté dans la figure 3.15. Nous cherchons à identifier les stratégies de retraitement (ou les flux de matière) ainsi que les compositions du parc qui permettent d'atteindre une stabilisation du plutonium. Les paramètres opérationnels tels que les burn-up des réacteurs, ou les temps de refroidissement sont laissés libres. Dans un deuxième temps, nous cherchons à identifier l'impact de ces paramètres sur les paramètres des parcs identifiés. Notons qu'ici les RNR sont incinérateurs de plutonium et que le modèle employé est un modèle classique homogène et non pas un modèle de type ASTRID comme précédemment.

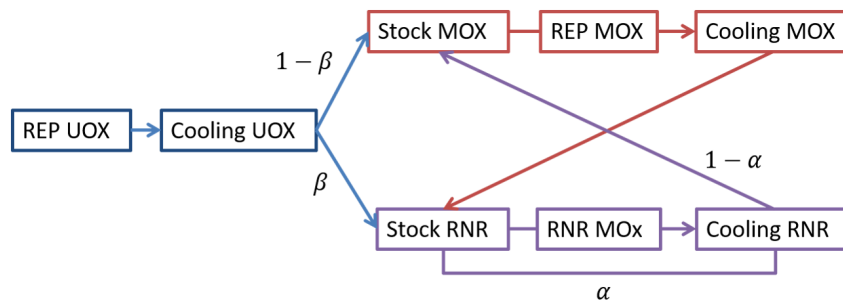


FIGURE 3.15 – Illustration du parc et des variables pour les études de robustesses. On cherche à établir les paramètres  $\alpha$  et  $\beta$  ainsi que le nombre relatif de chaque type de réacteur pour obtenir une stabilisation du plutonium à l'échelle du parc

Pour identifier les solutions de notre exercice, nous avons appliqué la méthode du balayage paramétrique où nous échantillonons l'espace des solutions possibles pour calculer l'évolution du plutonium. Pour ce faire, nous simulons le cycle sur une période de 100 ans et nous calculons la pente moyenne de l'évolution du plutonium sur les 50 dernières années. Nous considérons la totalité des inventaires en plutonium : ainsi, nous effectuons la somme du plutonium en réacteur, en piscine, dans les stocks etc...

Les résultats des calculs sont illustrés dans la figure 3.16 qui représente l'accroissement du plutonium (en masse par unité de temps) pour chacune des configurations de parc simulées et représentées dans le plan  $\{Fraction\ RNR, Fraction\ MOX\}$  (le complément de puissance est alors assuré par les réacteurs REP UOX). Ainsi, nous voyons que la zone d'équilibre est représentée par une diagonale signifiant une anti-corrélation entre la fraction de RNR et la fraction de MOX pour atteindre l'équilibre.

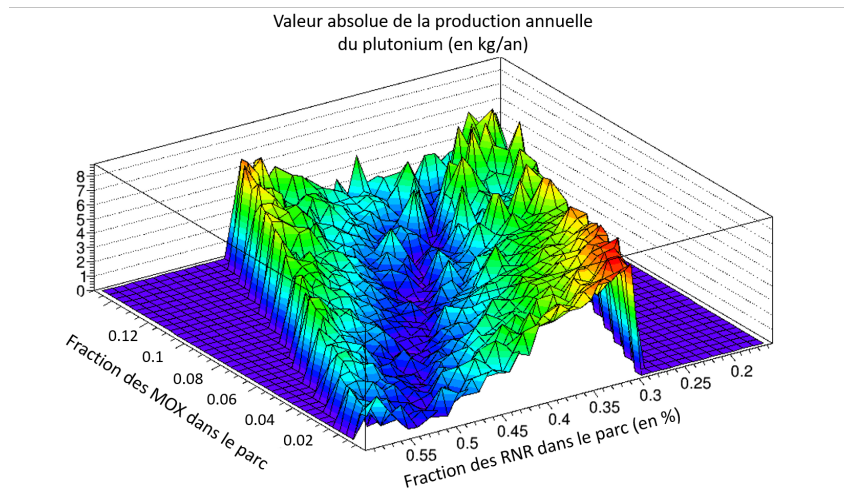


FIGURE 3.16 – Ensemble des parcs simulés représentés dans le plan  $\{Fraction\ RNR, Fraction\ MOX\}$ . La coloration représente l'accroissement (en valeur absolue) du plutonium global moyenné sur les 50 dernières années du calcul

Il faut noter que le RNR simulé est légèrement incinérateur ici. Ainsi les assemblages UOX produisent du plutonium qui est incinéré dans les assemblages MOX ou dans les RNR. En supposant que le taux d'incinération dans les réacteurs est globalement constant, la condition d'équilibre du plutonium impose que la production dans les UOX compense la disparition dans les MOX et les RNR, d'où l'anti-corrélation observée.

### 3.3.1.2 Effet d'une perturbation d'un paramètre opérationnel

Pour mesurer l'impact d'un paramètre sur une configuration de parc satisfaisant la stabilisation du plutonium, nous avons appliqué une perturbation sur le burn-up de décharge des réacteurs UOX. En effet, nous savons que c'est un paramètre qui influe fortement sur la production de plutonium et nous cherchons à savoir si l'ensemble des solutions à notre problème est sensible à ce paramètre. L'ensemble des simulations du paragraphe précédent a donc été recalculé en appliquant tout d'abord un bruit blanc sur le burn-up de décharge des UOX (effectué via un tirage aléatoire du burn-up des UOX entre 45 et 55 GWj/t) puis une perturbation systématique qui représente une élévation de 10% (soit un burn-up de 55 GWj/t). Les solutions identifiées pour ces deux nouveaux ensembles de calculs sont représentées dans la figure 3.17 qui montre les couples  $\{Fraction\ RNR, Fraction\ MOX\}$  qui amènent à une stabilisation du plutonium dans les deux cas perturbés et dans le cas nominal.

La première conclusion que l'on peut tirer de l'observation de cette figure est que la

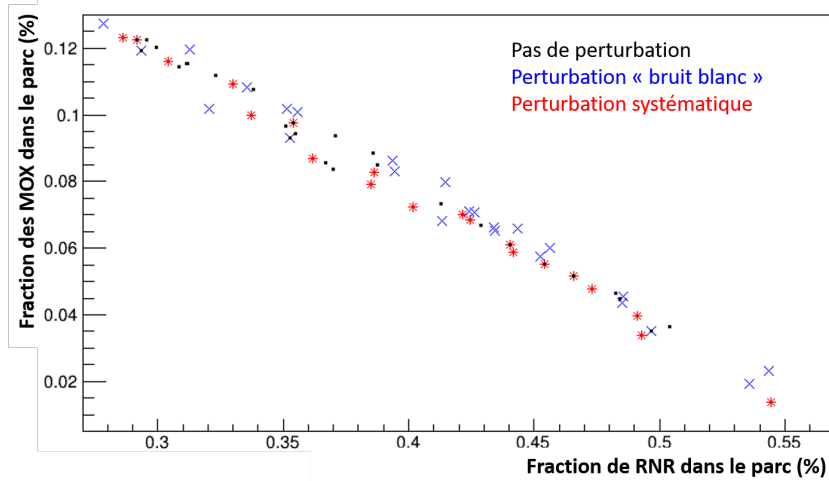


FIGURE 3.17 – Représentation des couples  $\{Fraction\ RNR, Fraction\ MOX\}$  qui permettent la stabilisation du plutonium en fonction du traitement du burn-up des combustibles UOX

relation entre la fraction MOX et la fraction RNR est conservée quel que soit le traitement du burn-up des combustibles UOX. Il faut noter que les points qui induisent une stabilisation dans le cas perturbé ne sont pas nécessairement les mêmes que dans les cas non perturbés. A chaque point de calcul, est associé un couple  $\alpha, \beta$  unique qui correspond à différents flux de matière pour la fabrication des combustibles neufs. Il faut aussi rappeler que le même nombre de calculs a été fait pour chacun des traitements du burn-up UOX. Ainsi, la perturbation du burn-up va souvent engendrer la perte de la stabilisation, mais nous montrons avec cette courbe qu'il est possible d'adapter les flux de matière pour retrouver les équilibres.

Les flux de combustible utilisé pour garantir les équilibres du plutonium sont représentés en figure 3.18, chaque point vert sur cette figure représentant une configuration calculée. Sur cette figure, il est impossible d'associer de manière systématique un calcul non perturbé avec les calculs perturbés à l'équilibre. Apparemment, il faut parfois modifier fortement les flux de matière pour compenser la perturbation induite par une modification du burn-up des UOX.

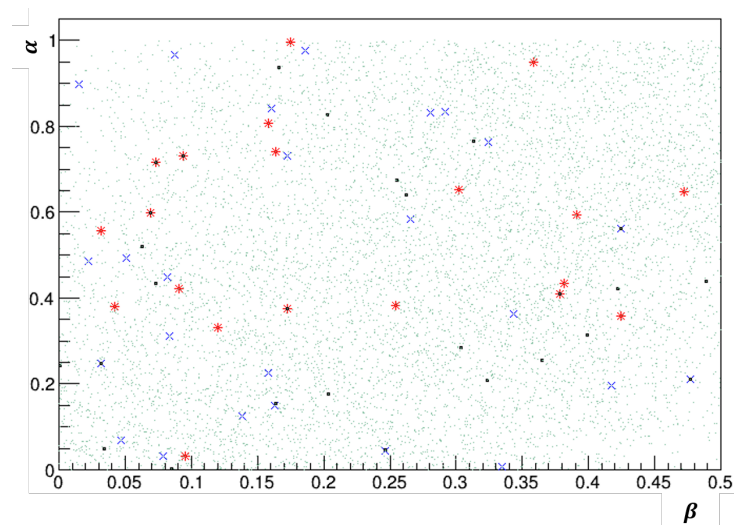


FIGURE 3.18 – Représentation des couples  $\{\alpha, \beta\}$  qui permettent la stabilisation du plutonium en fonction du traitement du burn-up des combustibles UOX. Noir : pas de perturbation ; bleu : perturbation type bruit blanc et rouge : perturbation systématique. Chaque point vert représente un couple calculé

Pour essayer de comprendre le lien entre les flux  $\{\alpha, \beta\}$ , nous traçons dans la figure 3.19 l'ensemble des triplets  $\{\alpha, \beta, \textit{Fraction MOX}\}$  qui valident la condition d'équilibre pour le cas de référence (points rouges sur cette figure) et pour la perturbation systématique (points gris). Il apparaît que la condition d'équilibre lie l'ensemble de ces triplets par une relation que nous ajustons par un polynôme d'ordre 2 (sans réelle justification physique) représenté par les nappes orange et grise dans la figure respectivement pour le cas non perturbé et pour la perturbation systématique. Par souci de lisibilité, les nappes sont projetées dans le plan horizontal par des courbes "isocontours". Il apparaît que ces ajustements sont fortement différents.

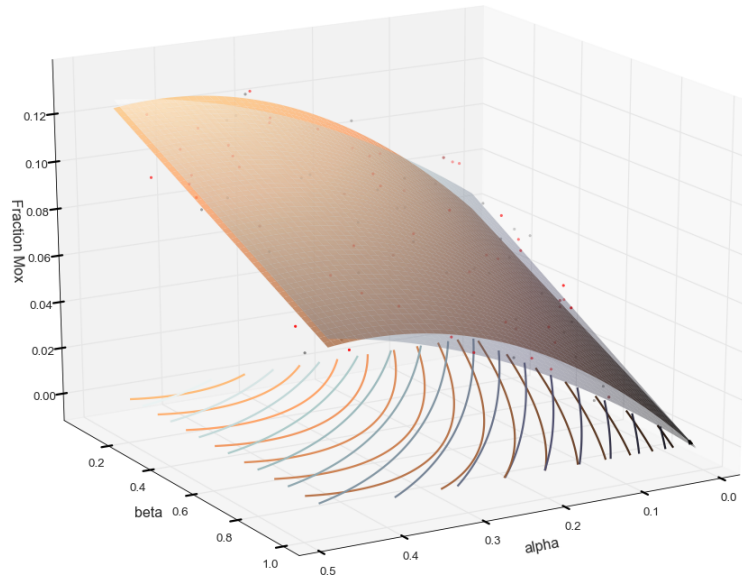


FIGURE 3.19 – Représentation des triplets  $\{\alpha, \beta, \textit{Fraction MOX}\}$  qui permettent la stabilisation du plutonium ajusté par un polynôme d'ordre 2 pour le cas de référence (points rouges et nappe orange) et pour la perturbation systématique (points gris et nappe grise). Pour plus de lisibilité, les isocontours sont projetés dans le plan horizontal

Finalement, nous observons que la stabilisation du plutonium dans un parc constitué de REP UOX, REP MOX et de RNR impose une relation entre la composition du parc et les flux de matière au retraitement. L'ensemble des solutions peut donc être représenté par un espace à une dimension, ce qui n'est pas étonnant en considérant un rapide bilan de matière pour chacun des types de réacteur. Cependant, cette relation, comme nous le montrons dans la figure 3.19, dépend du burn-up des réacteurs UOX et certainement d'autres paramètres opérationnels.

Notre démarche d'exploration *brutale* de l'espace des paramètres joue en notre défaveur pour trouver les couples  $\{\alpha', \beta'\}$  proches de la situation initiale représentée par  $\{\alpha, \beta\}$  et qui rattraperaient la perturbation. Cependant, un algorithme d'optimisation pourrait minimiser la différence entre  $\{\alpha', \beta'\}$  et  $\{\alpha, \beta\}$ . Ces algorithmes d'optimisation deviennent indispensables dès que la complexité du problème augmente fortement, notamment via l'ajout de nouveaux paramètres.

Ainsi, nous montrons que la construction d'une stratégie satisfaisant un objectif (ici la stabilisation du plutonium) est apparemment contrainte par les paramètres opérationnels comme le burn-up des réacteurs. Ces paramètres peuvent être traités comme des incertitudes et nous voyons qu'une stratégie qui satisfait l'équilibre pour un jeu de paramètres donnés, ne valide plus cette contrainte pour ce jeu de paramètres légèrement perturbés. Pour autant, nous pouvons

considérer que le parc reste robuste puisque, parmi les 4 grandeurs à identifier pour garantir une contrainte, certaines peuvent être ajustées pour compenser les effets des incertitudes.

Pour cet exercice, nous avons supposé que la composition du parc était fixe (il est difficile d'ajuster le nombre de réacteurs en fonctionnement) et que les flux de matière étaient ajustables. Nous montrons ainsi que l'ajustement de ces flux de matière permet d'assurer l'équilibre en prenant en compte les incertitudes sur le burn-up des UOX. Rappelons que cette dernière variable est prépondérante pour la production du plutonium dans un parc REP et que les autres paramètres opérationnels devraient perturber beaucoup moins les équilibres.

### 3.3.2 Résilience et flexibilité : conséquence d'un changement de stratégie

La section précédente montre qu'il est possible de construire des stratégies du cycle qui permettent de garantir un objectif global et qui sont robustes devant des changements de paramètres. Le caractère robuste d'un système se définit comme la capacité de ce système à maintenir ses objectifs devant des perturbations. La perturbation considérée dans la section précédente était liée à l'incertitude d'un paramètre mais il est possible de réaliser des études similaires pour des réponses à des changements de stratégie soudains (comme ce qu'il pourrait advenir suite à un accident grave sur le territoire par exemple) que l'on appellera disruption dans la suite de ce document.

Les études de résilience et de flexibilité font partie du projet CINEASTE, porté par Nicolas Thiollière, et sont incarnées aujourd'hui majoritairement par deux thèses : celle de Jilai Liang à Orsay, encadrée par Marc Ernoult et celle de Weifeng Zhou à Cadarache, encadrée par Guillaume Krivtchik et soutenue en 2020 [Zho]. Ces deux thèses abordent deux aspects différents de la même problématique.

Celle de Weifeng Zhou est plus axée sur la résilience et cherche à renforcer la capacité des trajectoires à faire face aux disruptions. La disruption ici est un changement de politique dans la stratégie du parc (comme par exemple une baisse forte de la puissance installée) et le caractère résilient est obtenu en ajustant les autres paramètres pour satisfaire toujours les objectifs donnés. Les résultats produits par ce type de démarche s'adressent plus aux décideurs industriels qui doivent faire des choix tout en prenant en compte l'incertitude forte sur le contexte politique.

La thèse de Jiali Liang aborde l'autre facette de la disruption et considère un changement dans les objectifs à tenir. La question est de savoir si une trajectoire initialement prévue pour un objectif donné (comme le déploiement de RNR en 2050) peut être adaptée pour un second objectif apparemment contradictoire (comme la minimisation du plutonium en cycle par exemple). Les résultats de ces études s'adressent plutôt aux législateurs qui doivent mettre en place des politiques publiques sur le long terme. Ce type d'étude permet aussi de quantifier l'inertie d'un parc nucléaire et d'identifier le temps où l'impact d'une décision sera visible sur les grandeurs macroscopiques du parc.

La suite de cette section présente la démarche et quelques résultats très préliminaires de la thèse de Jiali Liang.

#### 3.3.2.1 La démarche

Pour étudier les effets de disruption sur un parc nucléaire donné, nous avons choisi de garder une démarche exploratoire, multi-paramétrique. D'un point de vue algorithmique, il a fallu coder une reprise d'un calcul CLASS en changeant un certain nombre de paramètres à une date donnée. Pratiquement, un premier calcul d'une trajectoire donnée est effectué, que l'on nommera dans la suite trajectoire non-disruptée. La date de disruption est traitée comme un paramètre et marque le début d'un nouveau calcul avec comme condition initiale, l'historique de la trajectoire non-disruptée entre le début du scénario et le temps de disruption (via recons-

truction des inventaires isotopiques dans toutes les unités du parc). La trajectoire disruptée est alors constituée de la concaténation de la trajectoire non disruptée jusqu'au temps de disruption et de la nouvelle trajectoire calculée à partir du nouveau jeu de paramètres.

Comme exemple, nous pouvons considérer un parc proche du parc français, dont nous supposons la continuité jusqu'en 2180. Pour quantifier l'impact d'un changement de stratégie, comme l'arrêt du mono-recyclage du plutonium par exemple, nous considérons une disruption en 2070. Les évolutions des inventaires totaux dans le cycle en uranium 235 et en plutonium 239 sont alors tracées en figure 3.20. Cette figure confirme deux faits préalablement établis : d'une part l'utilisation du combustible MOX engendre une faible économie d'uranium au niveau du parc et sur la durée et, d'autre part, l'impact de l'arrêt du recyclage du plutonium dans les MOX est différé dans le temps puisqu'il faut attendre plusieurs décennies avant de voir un effet significatif sur l'inventaire global en plutonium.

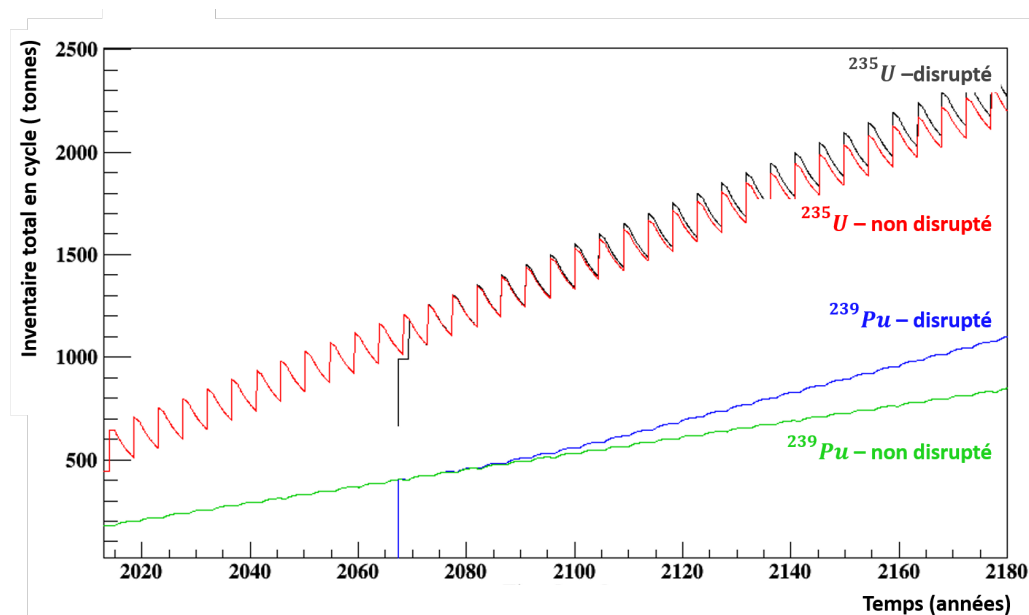


FIGURE 3.20 – Evolution de l' $^{235}\text{U}$  et du  $^{239}\text{Pu}$  dans un parc type parc français avec et sans continuité du mono-recyclage du plutonium dans les MOX après 2070

### 3.3.2.2 L'application à un changement d'objectif national

Les premiers travaux de la thèse de Jiali Liang ont été focalisés sur l'étude d'un changement drastique des objectifs sur un parc au milieu d'une transition. L'objectif initial est un remplacement possible de l'ensemble d'un parc donné par une flotte de réacteurs à neutrons rapides à une échéance fixée. Le deuxième objectif à atteindre post-disruption est une minimisation des éléments transuraniques, dans l'optique de minimiser la quantité au stockage dans le cas où l'option de recyclage du plutonium serait mise de côté. Le parc initial est un parc académique, proche du parc français composé de REP UOX et de REP MOX en transition. Lors de la disruption, les paramètres variables sont les burn-up des réacteurs, la fraction des réacteurs MOX, les temps de transition et la puissance du parc à la fin de la transition, considérant même dans les paramètres post-disruption une chute drastique de la puissance à des valeurs proches de 0.

L'horizon pour le deuxième objectif est choisi arbitrairement à 2090, et les temps de disruption considérés varient entre 2040 et 2070 par pas de 10 ans. La figure 3.21 montre le résultat des calculs. Sur cette figure, la trajectoire violette montre l'optimum qui permet de remplacer l'ensemble des réacteurs par des réacteurs rapides en 2090 tout en garantissant le

minimum de production de transuraniens. La courbe rouge correspond à la trajectoire d'étude considérée pour la disruption (c'est à dire représentant la trajectoire à adapter après la disruption). L'ensemble des courbes grises représente l'enveloppe des calculs post-disruption effectués et pour chaque temps de disruption considéré, la trajectoire optimale, soit celle qui conduit à un inventaire en transuranien minimal en 2090, est représentée en couleur.

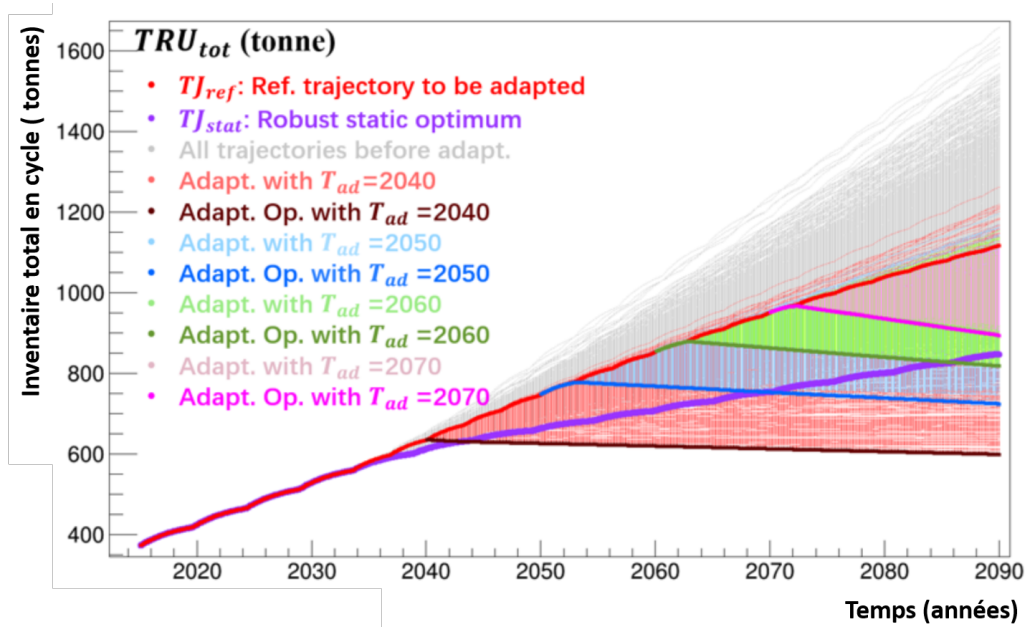


FIGURE 3.21 – Evolution de la quantité de transuraniens en fonction du temps pour plusieurs trajectoires disruptées (figure tirée de la thèse de Jiali Liang)

L'ensemble des paramètres des trajectoires optimales est représenté dans le tableau 3.5. Ainsi, nous voyons que pour minimiser les éléments transuraniens, il est nécessaire d'effectuer une transition rapidement après la disruption (en moins de 5 ans) pour diminuer la puissance (la puissance thermique installée aujourd'hui en France est d'environ 180 GWth) et pour augmenter la fraction MOX.

Il faut noter que nous ne considérons ici que des trajectoires qui assurent le chargement des réacteurs jusqu'à la fin du scénario. Les trajectoires qui conduisent à des défauts de chargement des combustibles par manque de plutonium pour la fabrication des combustibles MOX ne sont pas considérées ici.

Temps	Durée de transition	Puissance finale	Fraction Mox finale
2040	1,4 ans	8 GWth	83,2%
2050	2,5 ans	20,2 GWth	80%
2060	3,3 ans	26,9 GWth	90%
2070	2,9 ans	37,3 GWth	98,3%

TABLE 3.5 – Paramètres des trajectoires qui permettent de minimiser les transuraniens après une disruption a différentes dates

Nous comparons ici une courbe qui pourrait représenter un compromis entre deux objectifs non compatibles, et choisie aujourd'hui en 2020 (la courbe rouge de la figure 3.21) sans adaptation possible, avec des courbes qui représentent un choix assumé aujourd'hui (le déploiement facilité de réacteurs rapides en 2090) avec une possibilité de revenir en arrière pour changer d'objectif si nécessaire (l'ensemble des courbes adaptées). Ainsi, du point de vue strict des matières, nous voyons que les performances atteignables semblent meilleures si la possibilité

de changer d'objectif est conservée et si l'horizon temporel est suffisamment loin de la disruption.

Cependant, nous pouvons voir que les paramètres post-disruption peuvent amener à de gros changements dans le cycle (des REP 100% MOX et une puissance qui diminue grandement) [LED+21]. L'espace des possibles étudié ici est potentiellement trop large et devrait sans doute comporter quelques contraintes supplémentaires (comme des contraintes sur les fermetures de réacteurs par exemple ou des contraintes économiques). Ces remarques sont détaillées plus en profondeur dans le chapitre 4.

Les réflexions sur la portée des études de scénarios nous amènent à repenser les objectifs de nos travaux. De plus, la disponibilité grandissante de fortes puissances de calcul nous permet de repousser (grandement) les limites des explorations paramétriques. Ces considérations nous ont amenés à redéfinir les standards des études de cycle. En effet, les paramètres de calcul (et donc les hypothèses) qui permettraient de calculer les évolutions des inventaires sont devenus des résultats de nos études. Nous cherchons alors l'ensemble des paramètres qui permettent de satisfaire un objectif donné au niveau d'un parc complet, tout en prenant en compte les nombreuses incertitudes induites par les modélisations des réacteurs ou par la variabilité des paramètres opérationnels.

Nous mettons en oeuvre cette démarche sur un parc composé de REP et de RNR pour identifier le nombre de réacteurs de chaque technologie qui amènerait à une stabilisation du plutonium à l'échelle du cycle complet. L'influence de perturbations est étudiée et nous montrons que les compositions de parcs sont robustes si et seulement si les flux de matières peuvent être vus comme des paramètres d'ajustement.

La suite naturelle de cette démarche est l'étude de la résilience et de la robustesse des scénarios. Une première étude sur les possibilités d'adaptation à un changement d'objectif brutal est présentée ici.

### 3.4 Ce qu'on pourra retenir sur les scénarios nucléaires

L'ensemble des travaux de l'IN2P3 sur les scénarios nucléaires est aujourd'hui focalisé sur la question du statut du plutonium. En effet, cet élément grandement radiotoxique peut être considéré comme une matière valorisable si et seulement si l'industrie nucléaire est amenée à se développer grandement au niveau mondial. Cette éventualité pourrait conduire alors à une pénurie d'uranium puis à une tension sur le plutonium disponible qui doit être produit dans les réacteurs à neutrons thermiques.

La stratégie française peut être interprétée comme celle qui laisse le maximum de possibilités pour les différents choix technologiques après 2050. En effet, le plutonium est aujourd'hui stocké dans les combustibles MOX usés qui représentent une véritable réserve stratégique pour la construction des combustibles des réacteurs du futur.

Par contre, il nous semble légitime de soulever la question du choix aujourd'hui de la construction d'un centre de stockage tel que CIGEO qui tranche avec l'idée de garder les options ouvertes pour le plutonium puisque le dimensionnement de CIGEO suppose la continuité du recyclage du plutonium et donc le déploiement *in fine* de réacteurs à neutrons rapides.

Récemment, le scénario de référence a fortement évolué en abandonnant la construction du prototype ASTRID de 600 MWe (pour en réduire fortement la puissance) et en repoussant l'échéance des réacteurs rapides après 2090. Pour ne pas accumuler le plutonium et pour montrer le caractère valorisable, les efforts de recherche se focalisent alors sur la stabilisation des inventaires dans des parcs REP. Cependant, à cause de la neutronique des REP, de nouveaux concepts de combustible doivent être conçus pour permettre le multi-recyclage : les concepts MIX et CORAIL (et ses variantes). L'utilisation du modèle MOX-EUS développé par Fanny Courtin pendant sa thèse permet de simuler correctement les nouveaux scénarios produits par

la filière nucléaire et les résultats obtenus par CLASS semblent en bon accord avec la littérature. Il est cependant impossible d'effectuer une étude comparative entre les solutions CORAIL et MIX comme nous n'avons pas de modèles pour les combustibles CORAIL.

Nous interprétons cette nouvelle stratégie nationale comme une stratégie d'attente jusqu'à la fin du siècle, qui permet de mettre en oeuvre le multi-recyclage du plutonium à l'échelle industrielle et donc de préparer les nouvelles unités du cycle sans pour autant assumer le choix des réacteurs à neutrons rapides dès aujourd'hui.

Notons enfin que les travaux effectués dans le cadre de projets interdisciplinaires liant les études du cycle avec le processus de prise de décision ont mis en évidence le conflit de temporalité entre le temps du nucléaire et le temps des décisions nationales. Pour étudier les conséquences de ce conflit de temporalité, nous avons alors engagé des travaux sur la notion de flexibilité de parcs nucléaires, de résilience aux paramètres incertains et de robustesse des choix vis à vis de différents objectifs. Ces notions sont au centre des perspectives de recherche sur les études de physique du cycle et sont largement développées dans le dernier chapitre de ce manuscrit.



## Chapitre 4

# Prospectives de recherche : vers une ouverture interdisciplinaire

Les trois chapitres précédents ont tenté de présenter succinctement l'esprit de mes principaux travaux de recherches, effectués en collaboration et incarnés par des projets, dans le cadre de stages d'étudiants ou encore dans le cadre de projets doctoraux que j'ai eu la chance de pouvoir accompagner. Si les points abordés sont souvent résumés et incomplets afin de ne pas rendre ce document *trop* indigeste, j'espère qu'ils ont au moins le mérite de présenter l'état d'avancement du savoir et savoir-faire à l'IN2P3. Ce chapitre, potentiellement celui qui justifierait l'HDR à lui seul, est dédié aux points durs à creuser dans les prochaines années : la présentation des perspectives de recherches.

S'il est facile d'identifier un certain nombre de problématiques scientifiques et d'écrire autant de sujets de thèses qui permettront de faire avancer les connaissances en physique des réacteurs, il est beaucoup plus difficile d'y apporter une cohérence globale et de mesurer les retombées possibles dans 5, 10 ou 15 ans. A titre d'exemple, le développement du code CLASS, réalisé à Nantes en un temps record et qui propose aujourd'hui de belles possibilités, pourrait aisément être poursuivi pour gagner en précision et en observables du cycle d'intérêt (nombre d'assemblages usés, modélisation des transports, production des colis, chaleur et dose dans les unités du cycle,...) mais nous devons nous poser la question de l'intérêt à une échelle de quelques années et de la plus-value d'un tel effort au regard des autres possibilités de recherche. Afin de pouvoir répondre à ces questions et de construire un programme de recherche pertinent, il faut identifier notre positionnement vis-à-vis de nos partenaires et les spécificités du CNRS/IN2P3 en tant qu'acteur de la recherche en physique des réacteurs et en physique du cycle, au-delà de la production d'articles scientifiques de qualité, sur la scène française et internationale.

Notons tout d'abord que l'ensemble des équipes IN2P3 est affecté dans des UMR (Unité Mixte de Recherche), et elles sont toutes (ou presque) en lien intime avec des formations de très haut niveau sur l'énergie nucléaire et les réacteurs en particulier. Une première valorisation de la connaissance produite dans les laboratoires IN2P3 est l'amélioration forte et indéniable de la qualité des formations proposées aux niveaux L, M et D et portées par les collègues enseignants-chercheurs dans les UMRs IN2P3. Idéalement, nos travaux devraient ensuite alimenter la R&D industrielle, que ce soit via la valorisation de nouvelles méthodes de calculs ou d'analyse ou via l'assimilation de nombreux principes physiques dans les réflexions nationales de R&D. Sur ce dernier point, nous sommes forcés de reconnaître que le bilan reste mitigé et qu'il reste des efforts à porter en ce sens.

Plus spécifiquement, concernant les études de physique du cycle, le consortium créé par Nicolas Thiollière autour des projets NEEDS entre le CNRS et le CEA a permis de grandes

avancées et a offert un nouveau standard pour les études de cycle. Même s'il est en bonne voie, le transfert vers les industriels ne semble pas encore complètement atteint et notre positionnement en est légèrement fragilisé. Comme le CNRS reste absent des réunions quadri-partites de la filière nucléaire (consortium entre EDF, CEA, Orano et Framatome), il est très difficile d'identifier les points clefs qui mériteraient une implication de la recherche académique. Sur la scène internationale, la communauté CLASS semble bien identifiée, notamment grâce aux projets FIT et la récente implication de Marc Ernout dans l'expert group de la NEA.

En ce qui concerne la modélisation des réacteurs, force est de constater que le bilan est moins flatteur. Certaines collaborations existent ponctuellement, notamment sur les calculs de criticité ou sur les problématiques des incertitudes, mais l'IN2P3 reste absent des sujets de R&D à grands enjeux de la filière alors qu'il semblerait que notre approche académique pourrait être valorisée. Citons par exemple, et sans être exclusif, les questions de modélisation des réflecteurs dans les gros coeurs type EPR, la problématique du relâchement hélium dans les crayons MOX ou encore les questions de la remontée de flux en haut et bas de colonne fissile, notamment dans réacteurs moxés.

Il n'est pas question d'alimenter ici la confusion qui semble régner dans les hautes instances de la recherche publique française : le CNRS/IN2P3 n'est pas en compétition avec le CEA qui reste l'organisme de recherche national sur le nucléaire du futur. Les moyens (humains et financiers) comme les missions des deux instituts sont clairement différentes et très complémentaires.

Le programme de recherche développé dans la suite de ce chapitre poursuit une telle vision de la recherche effectuée au CNRS/IN2P3 : en amont de la R&D, axée sur les processus physiques fondamentaux pour améliorer la compréhension globale de la neutronique et de la physique du cycle, tout en apportant des éléments de réponse spécifiques aux différentes questions sociétales sur le nucléaire du futur ainsi que sur des points durs de la R&D industrielle. Le positionnement scientifique, à l'interface entre la neutronique et les scénarios énergétiques, permet une approche globale et ambitieuse qui permet de répondre aux enjeux de recherche cités ci-dessus.

Ce programme se décompose en trois parties distinctes. Tout d'abord, un premier axe est dédié à la modélisation neutronique des réacteurs, en statique et en évolution (sans pour autant aborder de couplage thermo-mécanique, nécessaire pour les études complètes de réacteurs, mais abordés dans d'autres laboratoires de l'IN2P3) avec une maîtrise des approximations et des biais en prenant en compte l'ensemble des échelles de physique d'importance. Ensuite, ces modélisations avancées pourront permettre de progresser dans les études prospectives des scénarios du futur. La fidélité de la modélisation étant un point fondamental pour garantir une confiance minimale dans les résultats des calculs du cycle, nous identifierons les points de blocage actuels, et ce qu'il faudrait mettre en oeuvre pour améliorer les résultats. La démocratisation d'outils de calculs très puissants permettrait même d'envisager une représentation fidèle du cycle actuel et pourquoi pas, envisager une reproduction numérique complète à l'échelle 1 du parc français (à l'image des jumeaux numériques des réacteurs). Enfin, les réflexions sur les problématiques du nucléaire du futur doivent nécessairement intégrer des composantes interdisciplinaires, notamment en économie de l'énergie pour l'étude de la complémentarité entre les énergies renouvelables électriques et l'électro-nucléaire, mais aussi en sociologie pour la compréhension des processus de décision qui permet d'apporter un recul nécessaire sur les hypothèses et les résultats des études de scénarios.

## Sommaire

---

<b>4.1 Sur les questions de modélisation des réacteurs . . . . .</b>	<b>107</b>
4.1.1 Remontée de flux axial aux extrémités de colonne fissile . . . . .	108
4.1.2 Réacteurs hétérogènes : plans de chargement et construction du combustible . . . . .	110

4.1.2.1	Fabrication du combustible des REP hétérogènes . . . . .	110
4.1.2.2	Gestions Mix et Corail : construction des plans de chargement sous contraintes . . . . .	113
4.1.3	Vers la construction d'une bibliothèque de modèles numériques pour le CNRS/IN2P3 . . . . .	115
<b>4.2</b>	<b>Sur les questions des scénarios . . . . .</b>	<b>116</b>
4.2.1	Gestion du plutonium, déchets et transmutation . . . . .	116
4.2.1.1	Les colis de déchets comme observable du cycle . . . . .	116
4.2.1.2	Le multi-recyclage du plutonium en REP et les possibilités de transmutation dans des parcs mixtes REP/RNR . . . . .	119
4.2.2	Flexibilité du parc, engagement des décisions . . . . .	120
<b>4.3</b>	<b>L'intérêt d'une approche interdisciplinaire . . . . .</b>	<b>121</b>
4.3.1	A propos du rôle et usage des scénarios nucléaires . . . . .	121
4.3.2	L'apport de l'économie dans les questions d'arbitrage temporels . . . . .	122

---

## 4.1 Sur les questions de modélisation des réacteurs

Les efforts sur les modélisations simplifiées des réacteurs pour l'étude des scénarios ainsi que la quantification de leurs biais numériques nous ont permis de développer une approche que l'on pourrait valoriser pour les problématiques de la R&D du parc actuel et du parc futur. Concernant les REP actuels, la modélisation des interfaces semble rester une difficulté pour les exploitants, d'une part axialement avec la modélisation de la remontée de flux en haut et bas de colonne fissile, et d'autre part radialement avec la modélisation du réflecteur lourd de l'EPR. L'augmentation de la précision de nos calculs d'évolution nous incite (de toute façon) à aller étudier de plus près ces effets aux interfaces.

Ensuite, dès que l'on envisage des gestions innovantes de combustibles (mettant en oeuvre le multi-recyclage du plutonium par exemple), la méthodologie d'exploration de l'espace isotopique du plutonium, actuellement à l'étude pour la modélisation des réacteurs REP hétérogènes, pourrait être aussi utilisée pour quantifier le caractère robuste des différents plans de chargement envisagés aujourd'hui pour les combustibles MIX et CORAIL. Les connaissances développées en mathématiques avancées (*machine learning*) pourraient être avantageusement mises à profit pour l'optimisation multi-critère et sous contraintes des plans de chargement actuels et du futur.

Cette section propose un programme de recherche concernant la modélisation des réacteurs axé sur trois actions distinctes. Tout d'abord, il s'agit d'étudier finement le transport des neutrons aux interfaces pour hiérarchiser les paramètres de simulation et quantifier le triptyque complexité/coût/précision des calculs. La deuxième action concerne l'utilisation du machine-learning pour la construction de plans de chargement et la modélisation des réacteurs hétérogènes dans CLASS ainsi que pour quantifier la sensibilité des plans retenus à certains paramètres du cycle comme la composition isotopique du plutonium. Enfin la mise à l'épreuve des options retenues vis-à-vis des standards actuels de simulation doit permettre de mesurer les apports concrets de nos efforts.

Afin de remettre en perspective ces trois actions face à des questions de physique concrètes, j'ai choisi de détailler ce programme en fonction des besoins. Une première proposition de projet pour traiter la problématique de la modélisation axiale du flux neutronique aux interfaces est présentée. Ensuite, la question de la modélisation des réacteurs hétérogènes est abordée via la problématique des REP 900 actuels, puis des réacteurs mettant en oeuvre le multi-recyclage du MOX. La dernière partie de cette section propose de remettre ces propositions dans le contexte plus large des recherches sur les réacteurs nucléaires à l'IN2P3 via la construction

d'une bibliothèque numérique de modèles quantifiés selon des critères de complexité, de précision et de coût numérique.

#### 4.1.1 Remontée de flux axial aux extrémités de colonne fissile

Rappelons que les méthodes de résolution industrielles se basent la plupart du temps sur des schémas de calculs en deux étapes. Le premier calcul, dit calcul cellule, résout l'équation de Boltzmann très précisément sur une géométrie de petite taille, représentative d'une maille élémentaire du réseau constituant le cœur. Ce calcul paramétrique selon plusieurs variables comme le burn-up, la concentration en bore et la température permet d'identifier des grandeurs moyennes homogénéisées sur l'espace et condensées en un faible nombre de groupes d'énergie (souvent 2) ce qui permet la résolution de la deuxième étape du calcul : l'étape sur le cœur complet, le plus souvent souvent via l'approximation de la diffusion.

Les grandeurs de diffusion, tabulées selon les variables d'intérêt, sont alors regroupées dans des bibliothèques et utilisées pour la résolution des équations de diffusion qui nécessitent des conditions limites. Celles-ci, déterminées par le comportement des neutrons dans les éléments situés en périphérie du cœur, sont déterminantes puisqu'elles fixent le gradient spatial du flux en limite de cœur. Ainsi une mauvaise estimation aux interfaces entraîne alors une mauvaise estimation des points chauds, c'est-à-dire de la localisation où la puissance produite est la plus importante. La construction des grandeurs de diffusion associées aux réflecteurs nécessite alors des calculs cellules spécifiques et représentatifs des irradiations industrielles.

Cette difficulté de modélisation des interfaces est aujourd'hui visible axialement dans les réacteurs REP en exploitation, spécifiquement dans les réacteurs MOX, là où l'interface concerne deux types d'assemblages de longueurs différentes. En effet, l'introduction du MOX dans les réacteurs REP a nécessité la création d'un réservoir de gaz de fission et d'hélium (induit par la décroissance alpha du Pu) dans la partie basse des crayons combustibles. Ce réservoir existe pour tous les crayons dans leur partie haute. Il s'ensuit que la hauteur des colonnes fissiles MOX et UOX n'est pas exactement la même (la différence de hauteur est de 8 cm environ). Cette différence de géométrie modifie radicalement la distribution spatiale des neutrons thermiques aux deux extrémités du combustible à cause de l'absence d'absorption importante (absence d'actinides) et une modération toujours présente jusqu'aux supports supérieur et inférieur. La diffusion de ces neutrons thermalisés hors du cœur vers le combustible entraîne une surpuissance locale sur les premiers centimètres de combustible. Cette augmentation relative de flux n'est pas correctement modélisée par le(s) calcul(s) déterministe(s) actuel(s), car ils sont construits à partir des sections efficaces obtenues en 2D en réseau infini d'assemblages par le code réseau (APOLLO2 en France). Autrement dit, l'environnement axial des assemblages, et notamment la sur-modération aux extrémités des colonnes fissiles, n'est pas pris en compte pour la construction des bibliothèques de sections efficaces tabulées. La remontée de flux en extrémité de colonne fissile est d'autant plus problématique dans les MOX que le procédé de fabrication conduit à la formation d'amas plutonigènes plus ou moins massifs dans la matrice du combustible. Pour garantir les marges de sûreté, il est alors nécessaire d'avoir une estimation locale du flux, précise en tout point du cœur.

Une illustration du problème est donnée en figure 4.1 qui représente un accident avec augmentation importante de la puissance à la partie supérieure du cœur. Les résultats présentés ici et obtenus avec la chaîne industrielle de Framatome et MCNP font apparaître l'insuffisance de la modélisation standard par diffusion nodale. En effet, on observe des écarts de l'ordre de 10% entre le calcul Monte-Carlo (ici MCNP-JEF22) et le code nodal SCIENCE V2 de Framatome, sur la puissance axiale de l'extrémité haute. Dans ce cas accidentel, c'est le pic à l'interface haute qui dimensionne le cœur. Les marges actuelles étant insuffisantes pour résorber cette majoration de +10% sur le point chaud de l'extrémité, des modifications du design sont prévues pour les assemblages MOX afin de respecter les critères de sûreté avec une marge satisfaisante. Le critère

de sûreté étant ici d'éviter la fusion locale du combustible.

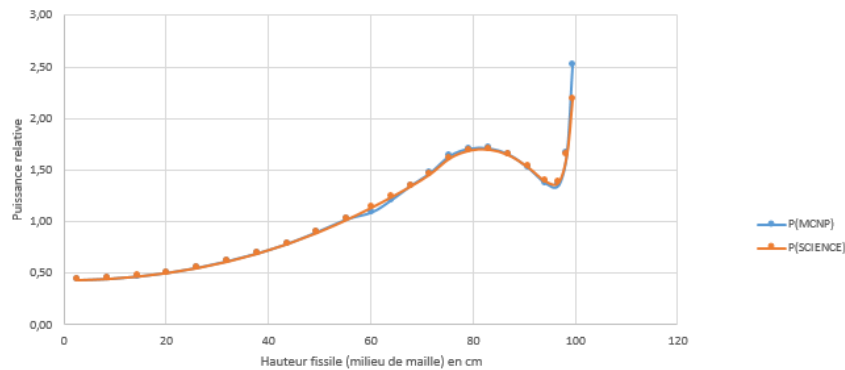


FIGURE 4.1 – Puissance relative le long de l'axe  $z$  dans un assemblage MOX calculée en situation accidentelle. La remontée de flux en extrémité haute est bien visible ainsi que l'écart entre la chaîne industrielle et MCNP

Il est donc nécessaire d'améliorer les précisions des calculs d'exploitation en raffinant les schémas de calculs via un traitement géométrique particulier aux interfaces, notamment en haut et bas de colonne fissile.

Une recherche en amont est nécessaire pour caractériser les méthodes de production de grandeurs de diffusion via des méthodes stochastiques pour comprendre et hiérarchiser les différents phénomènes physiques influant le transport des neutrons aux interfaces. Ces études permettront alors de répondre à une problématique industrielle et de proposer une méthodologie de calcul déterministe autoportante qui permettra de s'affranchir de calculs Monte-Carlo très coûteux et longs dans les analyses de sûreté. Pour répondre à la problématique, il faut alors considérer quatre phases distinctes et complémentaires : production des grandeurs de diffusion avec les codes Monte-Carlo, intégration des nouvelles bibliothèques pour les interfaces dans la chaîne de calcul déterministe, validation des calculs via des comparaisons code à code, et enfin qualification de la nouvelle méthodologie développée via la confrontation au REX industriel. Pour la première phase, une comparaison des performances pourra être réalisée via une approche similaire à celle utilisée dans la thèse d'Alice Somaini. Les calculs de diffusion seront alors comparés à des calculs Monte-Carlo réalisés sur des configurations académiques qui permettront d'identifier les paramètres d'importance dans ces calculs. Une comparaison des résultats obtenus avec les codes stochastiques retenus, et ceux obtenus avec des grandeurs de diffusion en utilisant le code spectral APOLLO (si celui-ci était disponible pour un tel projet), permettrait de quantifier sans doute possible les différents biais numériques induits par les différentes méthodes de calcul. Cette première phase doit s'achever par la construction des bibliothèques de diffusion tabulées selon les paramètres d'intérêt. Les incertitudes sur ces grandeurs seront alors estimées à partir des études préliminaires et devront être propagées dans la suite du travail.

La deuxième phase doit être dédiée au développement d'un outil pour traiter les données. Il faut alors adapter les jeux de données utilisés sur la chaîne de calcul industriel pour prendre en compte les spécificités des extrémités axiales du cœur. En pratique, il faudra raffiner la description géométrique des réflecteurs haut et bas et intégrer pour les quelques centimètres en haut et bas du cœur les bibliothèques construites lors de la première phase.

Une fois le schéma de calcul adapté, la troisième étape doit être dédiée à la validation du code, notamment en quantifiant les apports de la nouvelle méthodologie de calcul mais aussi via l'utilisation du REX exploitant. Cette phase est primordiale parce qu'il s'agit de démontrer l'apport de ce travail dans l'amélioration des résultats observés. Il faut donc analyser si les améliorations effectuées dans le traitement axial de combustible permettront de calculer correctement les remontées de flux en situation accidentelle, et permettront de s'affranchir des calculs Monte-Carlo, aujourd'hui nécessaires dans certaines phases opérationnelles.

Enfin, la validation du schéma de calcul en évolution sera possible via le calcul de concentration d'élément spécifique en haut et bas du cœur.

Ce genre de travaux repose sur une grosse contrainte : l'accès à des codes de calculs industriels et notamment les codes de coeurs avec leur bibliothèque de diffusion associée. Ils ne peuvent être réalisés qu'en collaboration avec des entreprises comme Framatome ou EDF, mais apporteraient énormément à notre compréhension des limites de la modélisation en réacteur, sur leurs impacts sur les évolutions des combustibles et les conséquences sur les exploitations. Une telle connaissance permettrait aussi et surtout d'appréhender les études de design de futurs combustibles avec une vision pertinente des points limitants sur lesquels la recherche amont pourrait se concentrer.

#### 4.1.2 Réacteurs hétérogènes : plans de chargement et construction du combustible

Alors que la section précédente montre l'importance d'un schéma de calcul pertinent, et surtout une proposition pour mieux prendre en compte les effets d'interface afin de modéliser précisément le flux neutronique, les deux paragraphes ci-dessous présentent comment il est possible d'améliorer les modèles de construction du combustible en considérant le coeur complet via la prise en compte des plans de chargement. On aborde alors la question délicate des modèles de chargement dans les études de cycle.

##### 4.1.2.1 Fabrication du combustible des REP hétérogènes

La suite du travail de Martin Guillet, présenté dans le deuxième chapitre de ce manuscrit, est tout naturellement d'extrapoler la modélisation des coeurs complets aux réacteurs hétérogènes qui mettent actuellement en oeuvre le mono-recyclage du plutonium. C'est l'objet de la maîtrise de Maxime Paradis, co-encadré avec Guy Marleau et qui devrait se finir à l'été 2021. La considération de réacteurs hétérogènes ouvre un certain nombre de degrés de liberté, le premier étant la teneur en plutonium dans les combustibles MOX à ajuster en fonction de l'enrichissement en uranium dans les assemblages voisins, du temps d'irradiation et de l'équivalence entre les assemblages UOX et MOX (ce qui revient à dire que l'énergie produite par les assemblages MOX doit être la même que celle des UOX, et ce, à chaque cycle d'irradiation). Dans un premier temps le travail se fait sur une gestion par quart avec environ un tiers d'assemblages MOX.

Nous avons donc commencé à explorer un certain nombre de plans de chargement, en faisant varier la composition isotopique du plutonium, la teneur ainsi que l'enrichissement dans les UOX. Les critères d'optimisation peuvent être nombreux et nous avons choisi de retenir dans un premier temps un critère sur la distribution de puissance et un critère sur la teneur de l'irradiation globale. Plus d'une centaine de plans ont été étudiés, et une extraction de 3 plans spécifiques, qui permettront de montrer la validité de la méthode, montrée en figure 4.2.

Un grand nombre de compositions initiales (faisant varier l'isotopie et la teneur) a été calculé et comparé selon deux critères : le facteur de forme et la différence de burn-up entre les assemblages UOX et MOX. Ces résultats sont présentés dans la figure 4.3 (pour ces calculs l'enrichissement des combustibles UOX est resté fixe à 3,7%).

Un comportement différent pour chaque plan est observé mais il semble que l'on puisse obtenir une teneur fixée pour l'enrichissement de référence à partir de ces deux critères quelle que soit l'isotopie du Pu (avec une différence de BU faible et un facteur de forme inférieur à 1,5). Nous montrons aussi que certains plans sont plus robustes vis à vis de la composition isotopique que d'autres (ce qui ne semble pas une vraie révolution).

Il pourrait être possible de garder l'architecture du plan de chargement comme variable dans les modélisations de la construction des combustibles, mais il nous semble que cette com-

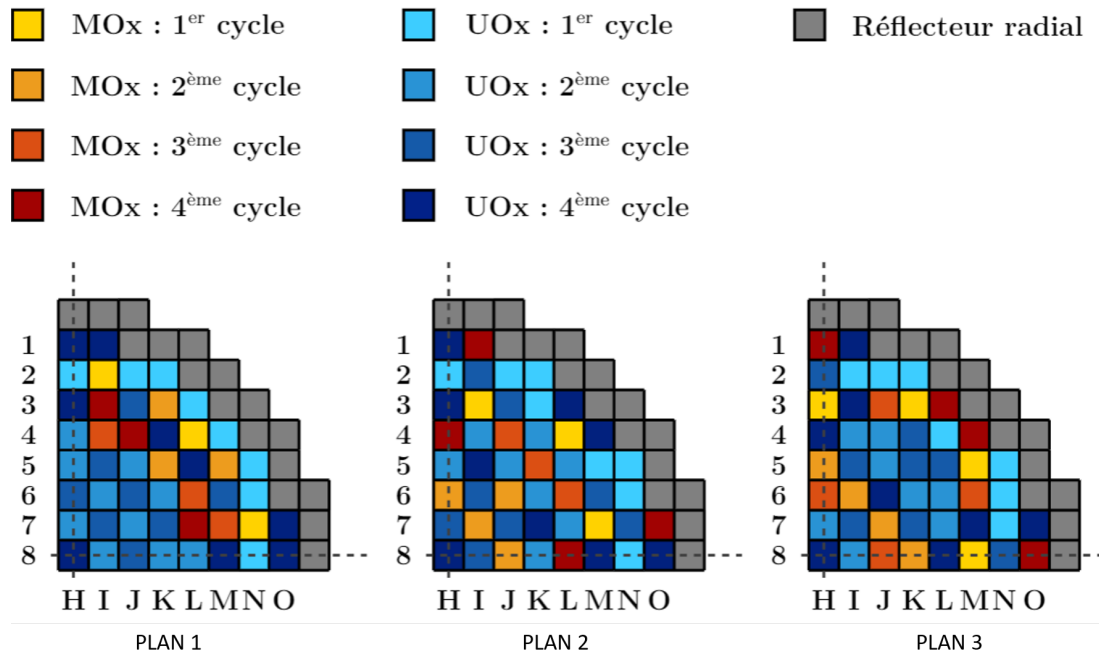


FIGURE 4.2 – Exemple de 3 plans de chargement utilisés pour construire les modèles de chargement des combustibles dans un réacteur hétérogène

plexité n'est pas nécessaire dans un premier temps. Dans la suite, nous nous focalisons donc sur le plan de chargement dénoté PLAN3 dans la figure 4.2.

Nous pouvons alors identifier, pour chaque composition isotopique du plutonium, la relation entre le facteur de forme, l'enrichissement dans les combustibles UOX et la teneur pour les combustibles MOX. Il s'agit alors de calculer, pour un grand nombre de compositions possibles du plutonium le facteur de forme maximal au cours du cycle en fonction de l'enrichissement dans les combustibles UOX et la teneur en plutonium dans les combustibles MOX. Un exemple de résultats obtenus est présenté en figure 4.4 pour trois compositions de plutonium. Afin de limiter le nombre de calculs, nous avons préféré explorer les contours de la vallée représentant le minimum du facteur de forme pour chaque composition du plutonium. Les points blancs montrent, pour chaque enrichissement, la teneur plutonium amenant au minimum du facteur de forme.

A partir de ces données, une modélisation a été construite pour identifier la composition des combustibles chargés dans des réacteurs hétérogènes. La démarche est relativement simple : le réacteur étant majoritairement chargé avec des combustibles UOX, nous cherchons tout d'abord à identifier l'enrichissement qui permettra de tenir le temps de cycle souhaité. Ensuite, une partie des assemblages UOX étant remplacée par des combustibles MOX, il faut alors identifier la teneur plutonium des MOX en fonction de l'isotopie du plutonium. Celle-ci est donc dictée par la recherche d'un minimum du facteur de forme de la puissance qui permettra alors d'assurer une certaine équivalence énergétique des combustibles UOX et MOX.

Afin d'identifier la relation qui lie la teneur à l'enrichissement pour garantir un facteur de forme minimal, nous construisons un réseau de neurones à partir de la base de données construite à partir des calculs coeurs. Il faut noter que chaque plan de chargement nécessite sa propre base de données de facteur de forme afin de construire correctement le réseau qui permet d'identifier les teneurs plutonium. C'est sur cette base que nous modélisons les réacteurs hétérogènes dans CLASS afin de pouvoir simuler proprement le parc français réacteur par réacteur et gestion par gestion.

La preuve de concept a été réalisée sur les REP 900 moxés, avec un rechargement par

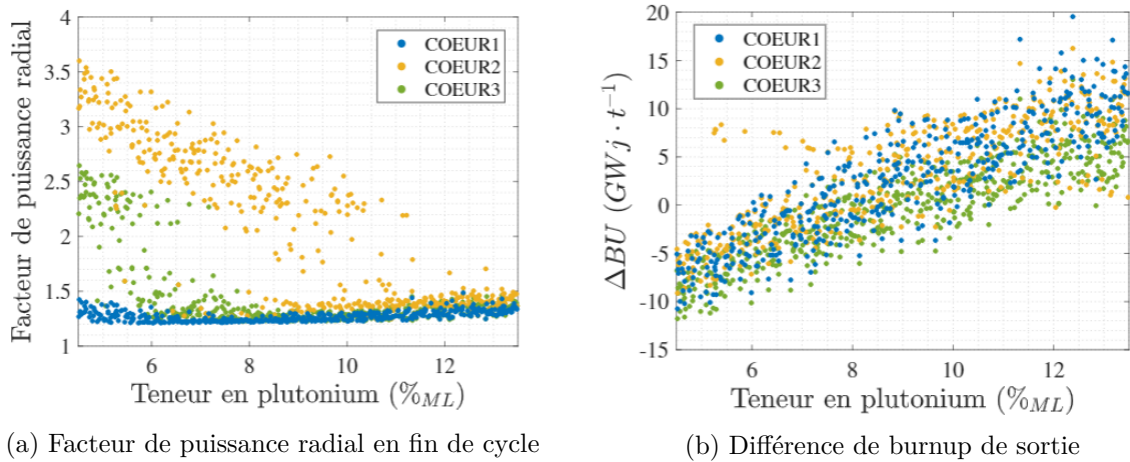


FIGURE 4.3 – Facteur radial de puissance et différences de *burnup* enregistrées en fin de cycle en fonction de la teneur en plutonium du combustible MOx pour différentes compositions isotopiques

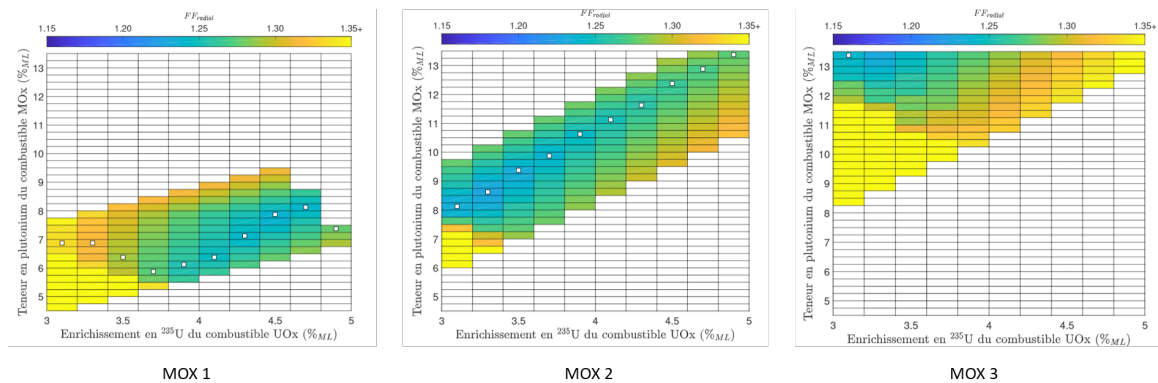


FIGURE 4.4 – Facteur de forme maximal dans le coeur en fonction de la teneur plutonium et de l'enrichissement pour 3 compositions isotopiques du plutonium

1/4, mais l'histoire du parc français a montré plusieurs autres types de gestion. Pour reprendre l'historique dans sa globalité, il est alors nécessaire de construire les autres jeux de données DONJON5 ainsi que les réseaux qui permettent de construire le réacteur. Une fois ces modèles construits, il sera alors possible de simuler complètement le parc français afin de quantifier les incertitudes induites par nos modèles simplifiés et utilisés jusque-là. L'aspect dynamique de la simulation CLASS permettra aussi d'identifier sa pertinence pour la propagation des incertitudes. L'estimation du biais en fonction du temps, afin d'identifier l'instant où ce biais est maximal, permettra alors de mesurer l'importance des simulations dynamiques pour ces estimations d'erreur.

L'application de la méthode de fabrication du combustible aux réacteurs REP 1300 permettra aussi d'étudier très finement les potentialités et les limites des réacteurs de plus forte puissance pour le mono-recyclage des MOX comme cela est prévu dans la Programmation Pluri-annuelle de l'Energie (PPE) [PPE18]. De nombreuses études sont initiées, notamment au CEA/SERMA, sur ces REP 1300 moxés, essentiellement pour étudier les potentialités du suivi de charge de ces systèmes, mais peu d'études intègrent l'échelle du cycle complet. Notre approche permettra alors de compenser ce manque.

#### 4.1.2.2 Gestions Mix et Corail : construction des plans de chargement sous contraintes

A plus long terme, il s'agit d'être capable de modéliser des configurations de réacteurs mettant en oeuvre des assemblages complexes comme les technologies MIX ou CORAIL multi-recyclant le plutonium par exemple. Les études prospectives des années 2000, basées essentiellement sur des calculs d'évolution au niveau assemblage, étaient essentiellement focalisées sur la démonstration de la possibilité de stabilisation des inventaires de plutonium au niveau national avec ce type de technologie [YV05]. Peu d'études prenant en compte l'échelle du cœur complet ont été publiées. Pourtant, il paraît peu probable que la topologie des plans de chargement soit la même que celle des réacteurs UOX ou même des réacteurs moxés. Le plan de grappe et surtout leur fonctionnement (recouvrement pour la régulation de la puissance) devront probablement être adaptés et les contraintes liées au pilotage du réacteur pourraient orienter les développements des assemblages CORAIL. Les évolutions qui ont conduit au concept de CORAIL-A en sont une illustration puisque l'inversion des crayons UOX et des crayons MOX a été pensée pour limiter les effets aux interfaces entre assemblages.

Les études de scénarios, réalisées au CNRS avec le code CLASS ou au CEA avec le code COSI, montrent une plage des isotopies possibles pour le plutonium chargé dans les assemblages assez large. Cette variabilité d'isotopie est à prendre en compte dans les études réacteurs car elle affecte directement les propriétés neutroniques des assemblages. La prise en compte d'une telle variabilité dans une phase d'étude exploratoire comme celle proposée ici, permettra aussi d'identifier la sensibilité des solutions trouvées à la composition initiale du combustible et ainsi d'estimer les incertitudes possibles pour les calculs réacteurs multi-recyclant le plutonium. Cette sensibilité permettra aussi d'identifier des stratégies de recyclage du plutonium optimales ou, au contraire, interdites à cause des contraintes liées au fonctionnement des réacteurs.

Il faut alors combler un manque identifié dans la littérature sur la problématique du multi-recyclage du plutonium en REP. Il s'agit d'étudier la faisabilité des plans de chargement possibles de REP chargés avec des assemblages CORAIL ou MIX et mettant en oeuvre du plutonium multi-recyclé. La grande variabilité des paramètres d'entrée de l'étude pourra être abordée grâce aux méthodes de mathématiques avancées et la construction de métamodèles adaptés pour calculer les bibliothèques de diffusion des assemblages, mais aussi l'évolution des burn-up locaux, des puissances linéiques max et de paramètres plus intégraux comme les nappes de dépôt de puissance. La construction des métamodèles de réacteurs, nécessaire pour limiter les temps de calculs pour les études ultérieures permettra alors l'utilisation d'algorithmes d'optimisations multi-critères et peut-être multi-physiques selon la nature des métamodèles envisagés. La difficulté première est aujourd'hui de construire un plan de chargement acceptable.

La construction d'un tel plan requiert aujourd'hui un savoir-faire technique et souvent empirique pour identifier la permutation optimale de chacun des assemblages ayant subi une ou plusieurs campagnes d'irradiation afin de garantir un certain nombre de critères neutroniques, en premier lieu la durée d'irradiation. D'un point de vue purement combinatoire, l'établissement d'un plan de chargement peut se traiter comme un problème d'optimisation sous contraintes. Le calcul de certaines de ces contraintes pouvant nécessiter des besoins numériques importants, le recours à des métamodèles de réacteurs peut être avantageux.

D'autre part, l'intégration de critères autres que purement neutroniques apporterait une innovation supplémentaire à l'originalité de la méthode. L'utilisation d'algorithmes d'inversion couplés à des métamodèles performants (comme les réseaux de neurones ou le krigeage par exemple) permettrait d'identifier, pour chaque rechargement, l'espace des solutions valides et de les hiérarchiser suivant différents critères d'optimisation, qui peuvent être antinomiques. Pour tirer pleinement parti de la méthode, il est cependant nécessaire d'identifier les critères pertinents sur la construction des plans de chargement.

Dans le cadre de rechargement classique, l'utilisation de ces nouvelles méthodologies pourraient aussi permettre à des analystes non-experts d'identifier des solutions valables et de

limiter ainsi le nombre de configurations à tester plus précisément et plus rigoureusement. Dans le cadre de combustibles plus innovants, l'application de ces méthodes permettrait alors d'accélérer les phases d'exploration des configurations possibles et permettrait peut-être de discriminer des technologies d'assemblages, aujourd'hui à l'étude, via la prise en compte de contraintes opérationnelles à l'échelle du cœur.

La construction des métamodèles nécessite une base de données, souvent un ensemble de calculs préalablement réalisés sur des configurations identifiées et connues. Il faut alors construire cette base de données en considérant des cas d'études bien maîtrisés, comme les combustibles UOX et/ou MOX, afin de quantifier les performances des métamodèles créés, ainsi que les assemblages CORAIL et MIX afin de vérifier l'intérêt de la méthodologie dans la phase de conception de nouvelles technologies d'assemblages.

Plusieurs configurations d'assemblages CORAIL doivent être testées. Les études récentes effectuées sur les plans de chargement MOX avec plusieurs configurations pour le zonage des teneurs Pu dans les assemblages montrent que les performances des plans de chargement au niveau du cœur sont sensibles à la configuration des assemblages. A titre d'exemple, les sections efficaces homogènes de fission du  $^{239}\text{Pu}$  utilisées dans un calcul de cœur DONJON5, suivant différentes topologies d'assemblages MOX tri-zonés, sont représentées dans la figure 4.5.

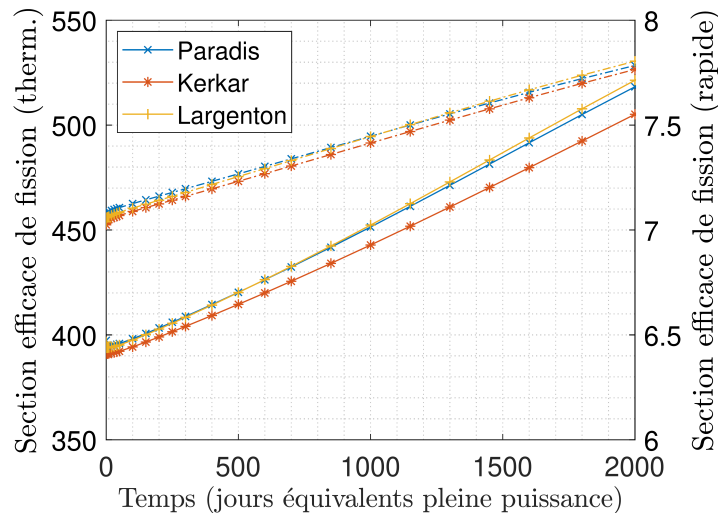


FIGURE 4.5 – Evolution des sections efficaces thermiques et rapides de fission du  $^{239}\text{Pu}$  homogénéisées sur l'assemblage en fonction de 3 configurations de tri-zonage

Les évolutions des inventaires, de la concentration en bore critique et les compositions au déchargement sont donc très impactées par la configuration des assemblages eux-mêmes. Il est nécessaire d'étudier l'ensemble des biais de modélisation pour quantifier et comparer les sources d'erreurs qu'elles soient à l'échelle de l'assemblage ou à l'échelle du cœur.

L'ensemble des calculs à réaliser pour la construction de ces bases de données est bien évidemment conséquent : dans un premier temps, il faudra identifier l'espace des phases à explorer i.e. l'ensemble des paramètres que l'on laisse libres ainsi que leurs bornes de variation possibles. Pour chaque type d'assemblage, une bibliothèque de diffusion est tout d'abord nécessaire, constituée elle-même de plusieurs milliers de calculs d'évolution d'assemblages tabulés en fonction du bore, de la température et de la composition de combustible par exemple. Ensuite, les calculs cœurs, nécessaires à la validation d'un plan de chargement devront être réalisés sur un échantillon représentatif des plans de chargement possibles afin de créer le métamodèle adéquat. Les optimisations multicritères et multi-physiques pourraient complexifier grandement la construction des bases suivant les critères identifiés. Un travail préalable d'identification des critères et des contraintes sera donc nécessaire avant tout calcul et une collaboration industrielle pourrait être bénéfique.

Une fois les bases de données réalisées, les métamodèles devront être construits et qualifiés. Un travail d'analyse des incertitudes et de leur propagation à chaque étape sera nécessaire pour identifier et comprendre les limites de la méthode.

Enfin, les optimisations multicritères seront appliquées pour des configurations de réacteurs mettant en œuvre le multi-recyclage du plutonium afin de vérifier l'existence de solutions pour les plans de chargement. L'identification des limites opérationnelles sur la conception des assemblages qui garantiraient des solutions serait un résultat très fort de ce projet. Il serait alors possible d'identifier les compromis entre les performances des assemblages et la flexibilité de leur mise en œuvre dans des plans de chargement représentatives de configurations industrielles.

### 4.1.3 Vers la construction d'une bibliothèque de modèles numériques pour le CNRS/IN2P3

L'ensemble des travaux présenté dans ce manuscrit doit être mis en parallèle du reste des recherches effectuées à l'IN2P3 sur la thématique de l'énergie nucléaire du futur (regroupées au sein du GDR SciNEE pour Sciences Nucléaires pour l'Energie et l'Environnement) et plus particulièrement en physique des réacteurs. En effet, l'ensemble des projets forment un ensemble cohérent dont il convient de rappeler les grands axes.

Au LPSC à Grenoble, un effort de recherche conséquent est dédié à la modélisation multi-physique et aux études couplées. Plusieurs méthodes numériques sont développées et mises en œuvre sur des systèmes plus ou moins complexes. La cinétique nodale, par exemple, est utilisée pour des études de transitoires de réacteurs type SMR chargés en thorium ou en plutonium. Des méthodes plus fines comme le Monte-Carlo quasi-statique, la méthode SP3 ou les IFP sont développées pour l'application aux réacteurs à combustibles liquides.

Une équipe Caenno-Grenobloise travaille depuis plusieurs années sur la physique des réacteurs sous-critiques, dans des programmes dédiés à la mesure de la réactivité. Ces programmes, réalisés sur l'installation Guinevere, constituée du réacteur à neutrons rapides VENUS-F (de puissance nulle) et de la source de neutron GENEPI-3C, ont permis d'accumuler une grande quantité de données issues d'expériences critiques et sous-critiques dans plusieurs spectres neutroniques. Cette formidable base de données expérimentales, notamment sur des expériences de cinétique pourrait permettre d'entamer un processus de qualification des différentes méthodes numériques citées ci-dessus. Initier un programme de qualification pourrait permettre d'offrir aux physiciens un catalogue de modèles numériques pour la physique des réacteurs dont les performances en termes de précision et de coût numérique seraient très bien caractérisées.

A l'inverse, les outils développés pour les analyses de ces expériences critiques, notamment les calculs de décomposition modales avec des méthodes Monte-Carlo initiés dans la thèse de Thibault Chevret, pourraient être extrapolés et utilisés pour les réacteurs de puissance.

Ainsi, les 10 prochaines années pourraient permettre un programme de recherche dédié, d'une part à l'amélioration des modèles développés par l'IN2P3 et à la pointe en physique des réacteurs et d'autre part à la rationalisation des efforts de développement numérique en intégrant l'ensemble des modèles au sein d'un framework numérique commun qui regrouperait nos modèles. Ceux-ci, ainsi que leurs performances, seraient alors comparés à une base de données expérimentales, constituée de l'ensemble des expériences critiques et sous-critiques réalisés par l'IN2P3 auprès de Guinevere. La mise en place de ce framework pourrait profiter de nouvelles expériences conçues pour mettre les modèles en défaut. On pense par exemple à l'étude expérimentale de la cinétique de la nappe de flux via des mesures de traverses dynamiques qui permettrait d'améliorer les modèles de cinétique et de quantifier les améliorations en comparaison avec des modèles moins sophistiqués. Il s'agit de mesurer le flux neutronique rapide et thermique à l'aide de chambres à fission en fonction de l'espace et en fonction du temps, tout en faisant varier la puissance sans modifier les caractéristiques neutroniques du coeur. Ce type d'expérience est rendu possible sur une installation sous-critique pilotée par accélérateur comme

l'installation Guinevere puisque la variation de puissance est assurée par une variation de courant dans l'accélérateur sans toucher à la configuration du coeur.

## 4.2 Sur les questions des scénarios

Les récents débats publics associés au Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs montrent que la question du traitement des déchets reste une question d'actualité. Tout récemment, le plan de relance nationale a même ouvert la voie (ré-ouvert ?) aux alternatives au stockage en couche géologique profonde, notamment via l'étude de la transmutation avec un grand retour des ADS d'une part et des réacteurs à sels fondus d'autre part.

Le citoyen pourrait se demander l'intérêt de relancer d'une telle discussion au niveau national alors que de nombreuses études sur ce sujet ont été réalisées ces 20 dernières années avec des outils de calcul très performants amenant à des conclusions qui semblent admises par la communauté scientifique. Du point de vue physique, il serait dommage de ne pas profiter de cette relance pour appréhender un système relativement connu (le parc français) par une approche différente ce qui permettrait de remettre un peu à plat les idées reçues.

Le positionnement scientifique du programme de recherche détaillé dans la suite est aujourd'hui résolument tourné sur les technologies actuelles (REP) et non pas sur les systèmes (très) innovants comme les RSF par exemple. Une analyse retrospective de la politique nucléaire française depuis le début du siècle nous incite à beaucoup d'humilité quant aux possibilités de développement de nouvelles technologies qui semblent idéales sur le papier mais qui vont vraisemblablement nécessiter plusieurs décennies de R&D avant d'être opérationnelles à l'échelle industrielle. Pourtant, les questions du statut des matières et de la gestion des déchets sont des questions d'actualité qu'il faut traiter avec un pragmatisme certain, qui mérite de considérer les options offertes par les réacteurs actuels.

Nous débutons cette section par l'ouverture permise par de nouvelles observables sur l'analyse de la stratégie nationale. Les colis de déchets produits, et donc l'emprise du stockage, sont utilisés comme exemples, mais les réflexions peuvent être extrapolées à d'autres grandeurs. Dans un deuxième temps la question de l'étude de la transmutation repensée grâce aux nouvelles méthodologies d'études est abordée.

Cette section se termine par la question de la gestion des temporalités dans les études prospectives de scénarios. L'approche développée pour les questions de résilience/robustesses permet de répondre à de nouvelles questions concrètes que nous aborderons. Nous verrons surtout les limites, qui nécessitent un apport de la sociologie pour être dépassées.

### 4.2.1 Gestion du plutonium, déchets et transmutation

#### 4.2.1.1 Les colis de déchets comme observable du cycle

Le développement de CLASS a été construit pour suivre les quantités isotopiques des matières dans un parc de réacteurs et la plupart de nos analyses des scénarios se basent sur des comparaisons de matières soit consommées, soit en cycle soit mises aux déchets. Cependant, les grandeurs qui imposent les dimensionnements des installations du cycle, et tout particulièrement les sites de stockage en couche géologique profonde, ne reposent pas uniquement sur des masses mais aussi sur des grandeurs radiologiques comme la chaleur dégagée ou la dose alpha intégrée sur 10 000 ans. Ces grandeurs dépendent non-seulement de l'irradiation en réacteur (type de combustible et burn-up entre autres) mais aussi du temps de refroidissement entre le déchargement et le retraitement.

Le calcul du nombre de colis produits lors du traitement/recyclage des combustibles REP usés montre une forte sensibilité au type de combustible envisagé. Pour ce faire, plusieurs centaines d'évolutions de combustible (à l'échelle de l'assemblage) ont été réalisées à plusieurs

niveaux d'irradiation (entre 37 et 55  $GWj/t$ ). Les combustibles étudiés sont les MIX, les MOX et les URE (uranium issu du traitement des UOX et ré-enrichi) dont la composition est variable. Les grandeurs utilisées pour calculer le nombre de colis produits lors du traitement de 100 tonnes de ces combustibles sont la chaleur à la production (qui doit être inférieur à  $3.10^3W$ ) et la dose  $\alpha$  cumulée à 10 000 ans (qui doit être inférieure à  $2,5.10^{19}$   $\alpha$  par gramme de verre). Les résultats sont présentés dans la figure 4.6 qui montre l'impact fort du traitement des combustibles contenant du plutonium (MOX et MIX) sur la quantité de verres produits. Sur cette figure, on voit que la grandeur d'intérêt pour les verres lors du retraitement des URE (comme des UOX, non représentés ici) est très souvent limitée par la chaleur à la production alors que c'est la dose  $\alpha$  pour les combustibles MOX et MIX.

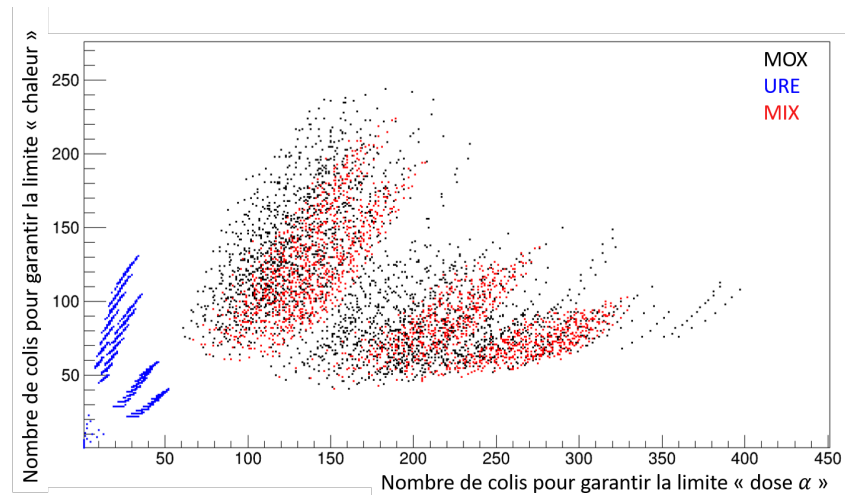


FIGURE 4.6 – Nombre de colis produits au traitement de 100 tonnes de combustible selon les critères de dose  $\alpha$  cumulée ou de chaleur en fonction du type de combustible pour différentes compositions initiales et différents burn-up

Deux enseignements sont à tirer. Tout d'abord, le retraitement des combustibles MOX et MIX mis en oeuvre dans le multi-recyclage du plutonium en REP va conduire à la production très importante de verres. L'objectif de la reprise des combustibles MOX usés, présenté comme l'objectif principal des scénarios de référence, va conduire de facto à un dimensionnement du site de stockage important. Il serait alors possible de diminuer la taille de ce dernier en optimisant les stratégies de recyclage, non pas en suivant le critère de reprise rapide des combustibles MOX usés mais en suivant le critère de minimisation de la quantité verres produits. Ces deux objectifs étant, à priori, contradictoires, une approche d'optimisation multi-critère semble particulièrement adaptée à ce type d'étude.

Pour ce faire, il est nécessaire d'estimer avec CLASS la chaleur des combustibles usés après un temps de refroidissement donné (ainsi que la dose  $\alpha$ ). La dose alpha étant imposée par la décroissance des noyaux lourds, CLASS dans sa version actuelle est tout à fait capable de l'estimer. Par contre, la chaleur étant produite autant par les produits de fission que par les actinides (et CLASS ne calculant pas l'évolution isotopique des PF), il n'est pas possible actuellement de calculer la chaleur dégagée directement.

Une étude complète et non présentée ici par souci de concision, montre que les quantités de PF et le dégagement de chaleur associée peuvent être estimés avec une précision tout à fait satisfaisante en considérant uniquement le type de combustible, son BU et le temps de refroidissement. A l'heure actuelle, nous avons estimé qu'il n'est pas prioritaire de prédire la masse de chaque élément des PF. Par conséquent, nous avons construit des prédictors basés sur des réseaux de neurones pour calculer les grandeurs d'intérêts pour la construction des colis.

Un développement spécifique dans CLASS a permis de suivre les matières en fonction

du type de réacteur et d'identifier la nature du combustible utilisé retraité pour la fabrication de combustible frais. Ainsi, à chaque retraitement d'un combustible présent dans les stocks, le code extrait les informations nécessaires (type de combustible, composition initiale, burn-up et temps de refroidissement) pour calculer les 3 grandeurs nécessaires au calcul des colis. Ce développement permet alors de réaliser un calcul préliminaire pour vérifier la sensibilité du nombre de colis produits à la stratégie de retraitement. Un calcul de principe a été réalisé en considérant un parc inspiré du parc français mettant en oeuvre le multi-recyclage du MOX comme dans le scénario 2018 présenté à la CNE. L'impact de la stratégie de retraitement (First-In First-Out ou Last-In First-Out) a été mesuré en observant le nombre de colis créés en fonction du temps en ne considérant que la contrainte de chaleur. Les résultats sont présentés dans la figure 4.7 qui représente l'évolution du nombre de verres produits ainsi que la quantité d'américium 241 aux déchets. La figure 4.7a montre que la quantité de verres produits est moindre dans une stratégie où l'on retraite en priorité les combustibles les plus vieux (FIFO) que dans une stratégie inverse (LIFO). Pourtant, on peut supposer que les temps de refroidissement plus importants dans les stratégies FIFO induisent une production d'américium 241 plus importante conduisant à un dégagement de chaleur et une dose  $\alpha$ , induite par les actinides mineurs, plus importants.

La figure 4.7b montre effectivement la véracité de ce raisonnement à l'échelle du parc complet puisque la quantité d'américium 241 aux déchets est plus importante dans la stratégie FIFO que pour la stratégie LIFO. Nous montrons ainsi que l'américium 241 n'explique pas à lui seul le dimensionnement de la production de verres et qu'il est possible que d'autres isotopes soient plus pénalisants.

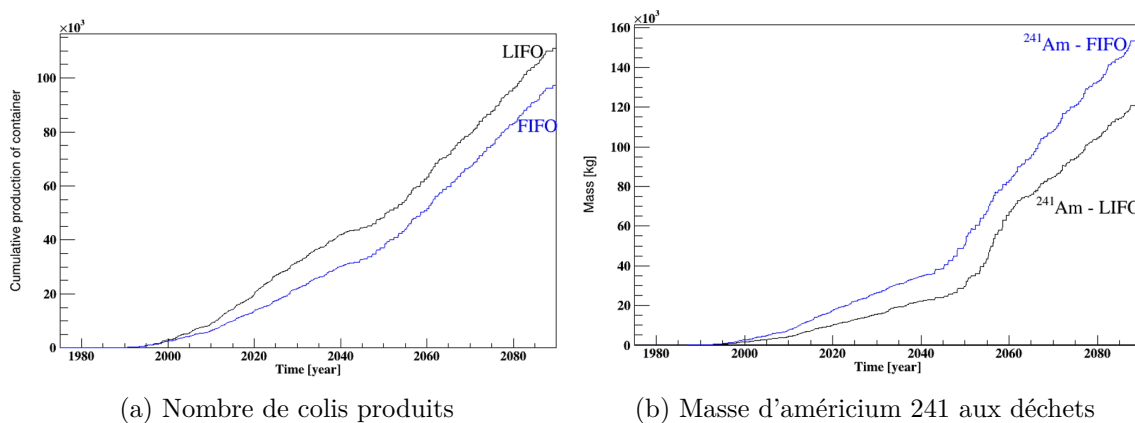


FIGURE 4.7 – Comparaison des déchets produits dans le scénario français 2018 selon deux stratégies de retraitements : "First-In First-Out (FIFO) ou Last-In First-Out (LIFO)

Notons par exemple, que les temps de refroidissement courts induisent une charge thermique forte, qu'elle soit induite essentiellement par les PF (comme ce que l'on peut observer au début de scénario en retraitant essentiellement des UOX usés) ou par les PF et les actinides mineurs présents (comme on peut le voir dès que l'on cherche à retraiter des combustibles MOX usés où la charge thermique des actinides mineurs est comparable à celle des produits de fission). L'intérêt de la faible quantité d'américium 241 est donc compensée par le fort dégagement de chaleur induit par des combustibles peu refroidis.

Nous concluons de cette étude que les critères choisis pour la construction des scénarios sont de première importance dans les résultats obtenus, notamment ceux présentés dans les instances impliquées dans la prise de décision politique comme la CNE2. En effet, le critère de reprise des combustibles MOX usés à l'horizon 2090 va naturellement conduire à des stratégies de retraitement où ces combustibles seront retraités en priorité. Cependant l'horizon temporel semble arbitraire et un assouplissement de ce critère permettrait peut-être une nouvelle stratégie de retraitement qui conduirait à une production de colis de déchets à enfouir plus faible. Afin de

répondre à ces problématiques, nous envisageons d'utiliser les méthodes d'optimisation multi-critères et sous contraintes dans les calculs de scénarios. Les contraintes pouvant porter sur les quantités de matières (stabilisation des inventaires de plutonium par exemple), sur des échéances temporelles (reprise des combustibles usés à un horizon donné) ou encore sur des installations du cycle (taille maximale du site de stockage géologique). L'application de ces méthodes permettrait d'identifier les critères dominants et ceux qui sont contradictoires afin de mettre en évidence le lien entre les conclusions des études et le choix des critères et des paramètres des scénarios.

Finalement, il semble que les critères d'optimisation, souvent choisis par les physiciens, peuvent alors orienter les éléments du débat. Une réflexion sur ce que nous appelons "hypothèses implicites", comme le choix des conditions limites des études de scénarios, et leurs conséquences, doit alors être engagée. Ces travaux sont aujourd'hui portés par la sociologue Stéphanie Tillement de l'IMTA, mais une implication plus forte des physiciens sur ces problématiques pourrait permettre une nouvelle approche dans les études de scénarios. Nous y reviendrons dans la dernière partie de ce chapitre.

#### **4.2.1.2 Le multi-recyclage du plutonium en REP et les possibilités de transmutation dans des parcs mixtes REP/RNR**

La décision de mettre en oeuvre le multi-recyclage du plutonium dans les REP en abandonnant le projet ASTRID peut être interprétée comme une stratégie d'attente pour lever l'incertitude quant au développement des RNR. Les travaux proposés dans la première section de ce chapitre permettront alors de développer des modèles de réacteurs MIX et CORAIL dans CLASS. La mise en oeuvre de ces modèles pour analyser les scénarios proposés par la filière permettra alors de réellement comparer les différentes options, voire même d'étudier leur complémentarité.

La technologie MIX semble en effet plus intéressante d'un point de vue purement neutronique, mais la construction du combustible semble plus délicate d'après les différentes communications entendues notamment dans le cadre de la CNE2. A partir de cette assertion, et en imaginant que le multi-recyclage doit être mis en oeuvre le plus rapidement possible, nous pourrions envisager un premier recyclage du plutonium des combustibles MOX usés dans des assemblages CORAIL qui seront à leur tour recyclés dans des assemblages MIX, lorsque les procédés de fabrications seront au point.

A l'inverse, les options de substitution des combustibles MIX ou CORAIL par des UOX doivent aussi être étudiées en profondeur et pourraient être un critère de choix pour cette future technologie. En effet, si la chaîne de fabrication devait ne pas être en capacité de fournir des combustibles multi-recyclant le plutonium, il serait alors nécessaire de les remplacer par des UOX classiques. Le démixage des tranches peut aussi être envisagé si les RNR devaient être déployés de manière anticipée par rapport à 2090. Dans ce cas, la technologie qui permet le plus de flexibilité au regard des choix de gestion des tranches pourrait être favorisée. Le couplage de CLASS avec un code de coeur capable de simuler correctement les réacteurs hétérogènes permettra alors de comparer les technologies selon ce critère d'évaluation.

Dans tous les cas, le multi-recyclage du plutonium, comme nous l'avons montré dans le paragraphe précédent, entraînera une production accrue d'actinides. Il serait alors pertinent d'associer cette stratégie d'attente vis-à-vis du plutonium à une stratégie de transmutation de l'américium. A l'inverse de ce qui a été présenté dans le chapitre 3, il s'agirait alors de multi-recycler l'américium dans une strate dédiée.

Ici, l'utilisation d'un code de simulation dynamique du cycle comme CLASS n'est peut être pas pertinent dans un premier temps. En effet, il est d'abord nécessaire de comprendre complètement la physique de la transmutation dans des parcs à l'équilibre dans un premier temps.

Les taux de production et de disparition de l'américium sont fortement dépendants du spectre neutronique. La réflexion consistant à regarder uniquement le rapport des taux de capture sur fission semble largement biaisée et inadéquat pour identifier des solutions de gestion optimale de l'américium. En effet, dans un parc composé de deux strates, l'une composée de REP et multi-recyclant majoritairement le plutonium, et l'autre composée d'un système transmutateur à déterminer, nous pouvons imaginer des flux croisés de plutonium et d'américium qui pourraient éventuellement minimiser l'inventaire d'américium en cycle.

Un fois que la transmutation au niveau d'un parc complet est bien comprise et que le champ des possibles pour les stratégies envisageables est restreint, il faudra alors étudier les transitions pour prendre en compte les effets dynamiques et notamment les temps de mise à l'équilibre qui pourraient remettre en cause les conclusions établies à partir d'études à l'équilibre.

#### 4.2.2 Flexibilité du parc, engagement des décisions

A la lumière du paragraphe précédent, il semble que beaucoup d'options restent ouvertes pour les développements à venir de l'industrie nucléaire. De plus, l'histoire française de l'énergie nucléaire nous montre que nous pouvons relativement facilement changer de stratégie afin de s'adapter aux objectifs nationaux.

Les études de disruptions dans lesquelles l'équipe s'engage offrent une piste d'analyse intéressante pour étudier et quantifier les possibilités d'adaptation et surtout les constantes de temps que le parc impose. Un réacteur ayant une durée de fonctionnement de 50 ans environ et un chargement résidant environ 5 ans dans un coeur de réacteur, il apparaît évident que les temps du nucléaire sont des temps longs. Cependant, il est difficile d'estimer les possibilités d'optimisation de transitions d'une flotte vers une autre. Par exemple, la mise en place des stratégies MIX va nécessairement ralentir le déploiement des RNR, mais seules des simulations précises du cycle complet, basées sur des modélisations pertinentes des réacteurs pourraient quantifier ce ralentissement.

La notion de flexibilité dans une stratégie pourrait être définie comme le temps nécessaire pour un retour à une situation de référence suite à une perturbation. Comme pour les études de robustesse adaptative, se pose alors la question de la trajectoire de référence qui fixe le cadre des études et pourrait induire un biais fort uniquement par la considération d'hypothèses implicites prépondérantes.

A titre d'exemple, la question de la puissance installée du parc et le traitement des ruptures d'approvisionnement de plutonium pour certains réacteurs biaisent fortement les études. Tout d'abord, les résultats mathématiques d'analyses de sensibilité sont possiblement entachés d'erreurs parce l'espace des phases explorés est amputé des solutions dites non viables, celles où certains réacteurs ont des défauts d'approvisionnement. Ensuite, d'un point de vue physique, le traitement de la puissance nucléaire ne peut être vue comme une variable de même niveau que le burn-up des réacteurs par exemple.

L'engagement au niveau national de la construction de nouveaux réacteurs fixe donc la puissance du parc qui définit alors le système physique à l'étude. Le formalisme offert par les notions d'incertitudes profondes introduites au chapitre précédent permettent alors de prendre en compte la spécificité de la puissance (mais potentiellement d'autres variables spécifiques). Il s'agit alors de regrouper les variables selon leur degré d'implication dans la définition du système à étudier.

Forts de ce formalisme, nous pourrions alors, pour chaque groupe de paramètres, calculer le degré de flexibilité de chaque trajectoire. On imagine alors des visuels graphiques représentant les variations d'observables en fonction des variations de paramètres et en fonction du temps après un changement de stratégie. La visualisation de la capacité d'un parc à sortir de sa trajectoire initiale en fonction des variations de paramètres classés groupes d'importance permettra alors de quantifier de manière objective le caractère flexible d'une stratégie ainsi que

l'engagement d'un choix national.

Il faut noter que ces études de résilience/robustesses restent centrées sur des considérations de bilan de matières à l'échelle du cycle et des réacteurs. Il semble évident que la capacité à construire une nouvelle filière de réacteurs est également dépendante de la capacité à construire la prochaine génération d'EPR en France. Un retard dans la construction de nouveaux réacteurs peut être modélisé au niveau du cycle, mais l'introduction de nouvelles contraintes sur la modification du rythme des démarrages par exemple devrait être envisagée mais reste un chantier en friche sur lequel aucune réflexion n'a encore été engagée.

### 4.3 L'intérêt d'une approche interdisciplinaire

Le programme de recherche proposé dans les deux sections précédentes se positionne dans la continuité des travaux présentés dans les 3 premiers chapitres de ce manuscrit, construit à partir d'une solide base en modélisation des systèmes pour l'étude des scénarios de perspectives pour le nucléaire du futur. Pour autant, il nous semble qu'aborder cette problématique uniquement par l'aspect physique représente une limitation relativement forte qui contraint l'apport de notre démarche de physicien académique. Nous avons déjà abordé à plusieurs reprises l'apport des Sciences Humaines et Sociales dans l'évolution de notre démarche ces dernières années qu'il convient de renforcer dans les prochaines années.

J'ai eu la chance de m'impliquer, à des degrés plus ou moins importants, dans des projets interdisciplinaires qui avaient pour but de replacer la problématique nucléaire dans une problématique énergétique plus globale. Cette remise en perspective semble essentielle pour les analyses de complémentarité entre les énergies renouvelables intermittentes et le nucléaire. En effet, seul un point de vue macroscopique du système énergétique nous permet d'anticiper les contraintes à venir sur le parc nucléaire. L'étude des potentialités du suivi de charge notamment et des conséquences sur l'économie du nucléaire doit nécessairement être abordée avec une approche résolument interdisciplinaire.

De manière plus globale, la réflexion autour des scénarios nucléaires doit prendre en compte leurs rôles et usages, les méthodes d'analyses et les objectifs des études pouvant en être affectés. Ici aussi, l'apport des SHS est essentiel et offre une réflexion unique dans le paysage de la recherche française sur l'énergie nucléaire du futur.

Les interfaces physique-sociologie et physique-économie pourraient donc être développées, mais un tel degré d'interdisciplinarité demande des soutiens institutionnels et financiers qu'il n'est pas toujours évident d'obtenir. A titre d'exemple, les financements de type ANR sur les scénarios s'inscrivent dans le défi 2, "énergie propre, sûre et efficace", axe 7, "approches de la transition énergétique par les sciences humaines et sociales" et ne nous sont donc par conséquent pas accessibles (même si nous avons essayé).

#### 4.3.1 A propos du rôle et usage des scénarios nucléaires

Depuis le début de la construction du code CLASS, une réflexion interdisciplinaire a été portée sur le rôle et les usages des scénarios à Nantes. L'implication de Stéphanie Tillement dans les projets PENF de la région Loire- Atlantique et dans les projets PRISE puis PISE et enfin CINEASTE de NEEDS nous a permis de repenser notre approche de la thématique grâce à la remise en question du statut des hypothèses qui permettent la simulation du cycle.

L'organisation de *Focus Group*, consistant à réunir un panel de personnalités impliquées dans les décisions politiques, dans les décisions industrielles ou relevant de chercheurs académiques et à les faire réfléchir autour d'une question donnée, a permis de mettre en évidence des tendances fortes sur le rôle et l'usage des scénarios. Il en ressort que les scénarios de prospective ne sont ni des prévisions du futur, ni une étude en soit, mais ils peuvent être suivant

les points de vue : un outil d'aide à la décision, une boîte noire peu compréhensible, une réponse à une question très précise, un outil qui permet de tester des hypothèses, une description des ensembles des futurs possibles, ou encore un moyen d'identifier un discours commun.

De ce panel d'usages, il en ressort finalement que les décideurs ont des *a priori* négatifs sur les simulations du cycle. Par conséquent, la prise de décision ne se base que très rarement sur les études de scénarios. Les scénarios permettent donc de construire un discours ou une histoire qui permet d'appuyer et de justifier la décision a posteriori. Pour un chercheur physicien académique, ce rôle du scénario pourrait être vu comme problématique, mais il permet aussi de déconstruire les rhétoriques, d'étudier l'impact des hypothèses ou encore d'identifier le lien existant entre le choix des paramètres d'entrée et les résultats des études. Les conclusions de ces focus group ont été confortées par la table ronde organisée en marge du workshop sur les scénarios nucléaires (TwoFCS) de Paris en 2018 qui a réuni Jacques Repussard (ancien directeur de l'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire) et Peter Lyon (ancien directeur de "l'Office of Nuclear Energy" au sein du "Department of Energy").

Les conclusions fortes de ces analyses doivent être nuancées ou confortées par d'autres visions. Le prochain workshop TwoFCS organisé à Cadarache à l'été 2021 et porté par Fanny Courtin, sera l'occasion d'organiser une seconde table ronde avec des personnalités issues du monde industriel (avec une personne d'EDF, une autre de Rosatom, une troisième du NIRO et une dernière de l'EPRI). L'analyse du verbatim de cette table ronde permettra potentiellement de remettre en question les conclusions apportées par les premiers focus group.

Dans tous les cas, il apparaît nécessaire de faire évoluer l'approche physique des études de scénarios en arrêtant de chercher des stratégies optimales selon certains critères, comme la fermeture du cycle la plus rapide ou la stabilisation d'un inventaire le plus bas par exemple. L'enjeu pour nous reste bien de comprendre les ressorts physiques à l'oeuvre dans le recyclage des matières fissiles pour modéliser de manière pertinente l'ensemble des options possibles et d'apporter des éléments de comparaison clairs et non-biaisés dans nos analyses.

Un des points d'achoppement dans les comparaisons réside dans la question de la préférence temporelle. En effet, les calculs de cycle fournissent des évolutions d'inventaires en fonction du temps et les comparaisons se font, le plus souvent, à un instant donné. Les études de résilience/robustesse permettent d'aborder une nouvelle facette de la temporalité qui pose la question de la préférence au présent par rapport au futur. En économie, cette considération a conduit à la notion de "taux d'actualisation" qui permet d'arbitrer temporellement les préférences. En tant que physiciens, il nous paraît difficile d'actualiser les inventaires de plutonium dans nos calculs de cycle pour réaliser des comparaisons de différentes stratégies. Là encore, l'apport de la sociologie et des études relatives à la valeur du temps, nous permettra peut être d'aborder cette problématique de façon innovante.

### 4.3.2 L'apport de l'économie dans les questions d'arbitrage temporels

Rappelons que la puissance installée du parc dans les prochaines décennies reste tellement incertaine qu'il convient de l'appréhender avec un formalisme spécifique. L'augmentation de la puissance intermittente fait naître de nouvelles contraintes sur le suivi de charge mais perturbe aujourd'hui fortement le marché européen de l'électricité, basé sur un principe d'enchère à partir d'une logique de "*merit order*". Le fonctionnement du marché actuel semble mettre en difficulté l'économie du nucléaire, très fortement capitalistique. L'évolution du fonctionnement de ces marchés, avec des régulations européennes qui peuvent changer rapidement, est difficile à appréhender et les conséquences ne peuvent être anticipées.

Les grands investissements publics sont souvent pensés sur la base de LCOE ("Levelised Cost of Electricity") qui calcule le coût moyen de l'électricité en euro constant, celui-ci définissant le seuil de rentabilité d'un projet. Le plus souvent, les LCOE sont considérés projet par projet, donc à l'échelle d'un réacteur. Cependant, dans un contexte de planification nationale avec une

stratégie de déploiement de plusieurs réacteurs successifs, nous pouvons envisager des LCOE à l'échelle d'un parc complet. La question de la gestion du temps et des taux d'actualisation se pose alors très rapidement, et il devient difficile de comparer des stratégies sur la base d'un LCOE unique.

Il est alors nécessaire de penser les questions d'investissement au niveau macroscopique avec un modèle couplé économie-énergie et permettant d'analyser les scénarios de transition. Cette action de plus long terme est portée actuellement par Nicolas Thiollière et ne sera donc pas plus détaillée ici.



# Conclusions générales

Ce rapport, axé sur la problématique de la modélisation de l'évolution des combustibles pour les simulations dynamiques du cycle, présente l'état d'avancement du savoir faire acquis depuis 2012 et une proposition d'actions à mettre en oeuvre pour améliorer les connaissances sur les études prospectives du nucléaire. Pour être un minimum fiable, ces études prospectives doivent se baser sur des modélisations précises des réacteurs dès que le recyclage des matières est envisagé, comme cela est le cas en France depuis la fin des années 1980. En effet, les propriétés neutroniques des réacteurs dépendent fortement de leur combustible dont la composition dépend à son tour de la stratégie souhaitée.

Dans ce manuscrit, nous avons présenté quatre chapitres, les trois premiers présentant le bilan des travaux produits et le dernier présentant un programme de recherche ambitieux pour une échéance d'une dizaine d'années.

Tout d'abord, les bases de neutronique et les difficultés liées à la résolution de l'équation de Boltzmann sont rappelées. L'exploration de la faisabilité du couplage stochastique/diffusion est détaillée selon 2 problématiques : la construction des grandeurs de diffusion en Monte-Carlo ainsi que la prise en compte des modèles de fuites dans l'étape du calcul cellule. La littérature propose plusieurs méthodologies pour traiter ces deux aspects et nous avons essayé d'appréhender les limites et les domaines de validation de ces méthodologies.

Il en ressort que l'application de ces méthodes fait perdre en partie le caractère universel des méthodes Monte-Carlo qui nous a séduit de prime abord. Il est peu probable que cette piste de couplage soit approfondie dans la suite. Cependant, cette action nous a permis de bien comprendre que la résolution de l'équation du transport des neutrons sur une géométrie infinie induisait des biais dans nos calculs et ce, même en Monte-Carlo. La suite du chapitre présente alors la quantification des erreurs induites par les approximations dans les calculs et par les données nucléaires. Un effort particulier a été apporté pour le calcul de l'impact des fuites neutroniques des assemblages sur les calculs d'inventaires au déchargement. L'ensemble de ces incertitudes nous conduit à considérer des erreurs de l'ordre de plusieurs % sur les estimations des inventaires de plutonium au déchargement des REP.

Le deuxième chapitre est dédié à la modélisation des réacteurs dans le code de physique du cycle CLASS. Les modèles historiques (qui continueront à être utilisés puisqu'ils sont simples à mettre en oeuvre) sont construits à partir de modélisations d'assemblages infinis qui ne prennent pas en compte la physique à l'échelle du coeur.

Nous présentons alors les développements qui permettent un couplage DONJON5/CLASS afin de quantifier l'impact de cette échelle sur les calculs de cycle. DONJON5 est un code de diffusion développé à Montréal, couplé au code cellule (ou code spectral) DRAGON. La mise en oeuvre du couplage dans le cas de réacteurs homogènes chargés avec des combustibles UOX ou MOX montre que les biais identifiés au chapitre 1 restent du même ordre de grandeur lors du passage de l'étude du réacteur à l'étude du cycle.

Le développement d'un modèle de RNR à faible coefficient de vidange est ensuite présenté. Les RNR nécessitent des modèles basés sur des simulations du coeur complet puisque l'échelle de l'assemblage n'est pas pertinente dans ces systèmes. La spécificité de ce nouveau

modèle est le traitement hétérogène du combustible qui est maintenu dans CLASS. Le troisième chapitre est dédié à la mise en oeuvre de ces modèles dans des études de scénarios. Après la remise en perspective du statut du plutonium et de ses conséquences en France, nous présentons quelques stratégies à l'étude actuellement. Il s'agit des scénarios présentés par la filière nucléaire auprès des instances gouvernementales.

Le modèle RNR d'ASTRID a permis d'analyser le scénario 2018 présenté à la CNE2 pour mettre en évidence l'importance de la surgénération dans la nouvelle génération de réacteur au sodium à déployer après 2050. Nous avons aussi montré qu'un réacteur avec une configuration proche de celle du réacteur ASTRID ne permettait pas de modifier grandement le statut du plutonium dans des parcs mixtes composés de REP et de RNR. En effet, l'isotopie du plutonium en sortie de ces RNR se situe, en termes de qualité fissile, entre le plutonium des UOX usés et celui des MOX usés.

A la suite, plusieurs autres stratégies sont détaillées : la stratégie française de 2020 qui met en oeuvre le multi-recyclage du plutonium en REP et une stratégie basée sur le monorecyclage conjoint de l'américium et du plutonium.

L'ensemble de ces réflexions techniques sur ces différents scénarios pour le futur du nucléaire nous amène à considérer le rôle et l'usage de ces scénarios. Cette approche est faite conjointement avec nos collègues de sociologie qui nourrissent nos réflexions. Ainsi nous avons repensé récemment les méthodes d'analyses ainsi que les objectifs de nos études, renversant hypothèses de calculs et résultats. Il ne s'agit plus de calculer des inventaires de matières en fonction de paramètres fixés mais plutôt d'identifier l'ensemble des paramètres qui conduit à une évolution souhaitée.

Ce changement d'approche nous permet alors d'aborder les notions de flexibilité et de résilience/robustesses des parcs suite à certains changements de paramètres ou d'objectifs, souhaités ou non.

Les perspectives de recherche sont l'objet du dernier chapitre. Ces dernières sont décomposées selon trois programmes de recherche complémentaires, tout d'abord sur la modélisation précise et fine des réacteurs REP, puis sur l'étude des scénarios de transition, notamment pour renforcer notre connaissance sur le statut du plutonium, et enfin sur l'ouverture interdisciplinaire nécessaire à toute réflexion sur le nucléaire du futur. Ces perspectives, volontairement ambitieuses et à échéance d'une dizaine d'années, permettront alors d'appréhender des problématiques très concrètes de la filière tout en permettant de produire du savoir sur la modélisation des systèmes innovants.

Le premier axe de recherche est centré sur la modélisation des interfaces dans les coeurs de puissance, notamment sur l'EPR qui comporte un réflecteur lourd qui complique fortement les modélisations. La question de l'estimation du flux en haut et en bas de colonne fissile en situation accidentelle sera l'occasion de penser aux interfaces 3D et proposer des méthodes de calcul précises qui pourront servir de référence pour les études de transitoires de l'industrie. Les plans de chargement des systèmes mettant en oeuvre le multi-recyclage du plutonium dans les REP seront également étudiés précisément, et seront l'occasion de mettre en application des algorithmes d'optimisation multi-critères sous contraintes. A plus longue échéance, un projet très ambitieux de mise en commun des modèles numériques développés à l'IN2P3 au sein d'une plateforme numérique pourrait être envisagé. L'idée serait alors d'intégrer l'ensemble des expériences réalisées au SCK-CEN sur le réacteur VENUS-F et d'en réaliser une base de données d'expérience de criticité et de cinétique. Nous pourrions alors tester nos différents modèles dans des configurations très exotiques pour étudier leurs domaines de validité.

Concernant le deuxième axe de recherche dédié à l'analyse des scénarios de transition, nous allons centrer les études sur la proposition d'un formalisme complet concernant les études de résilience et de robustesses pour quantifier la flexibilité des trajectoires. Ces considérations doivent intégrer les nouveaux développements de CLASS qui prennent en compte de nouveaux

critères d'évaluation comme la production des colis de déchets par exemple. Le cadre d'application restera les scénarios intégrant des REP et des RNR pour les problématiques de gestion du plutonium et de transmutation.

Enfin, l'ensemble de ce programme perdrait en pertinence s'il n'était pas associé à une réflexion interdisciplinaire forte. La question de la temporalité dans les scénarios nucléaires doit être aussi traitée sous le prisme de la sociologie et les problématiques de déploiement de réacteurs doivent intégrer une dimension économique. La construction d'un consortium interdisciplinaire académique pourrait être un atout fort pour aborder ces notions et faire face aux difficultés inhérentes à l'interdisciplinarité dans la recherche académique.

Pour finir ce manuscrit (probablement déjà trop long), il m'est important de rappeler que les travaux réalisés ont été possibles grâce à l'implication forte d'étudiants dans nos projets de recherche. La quantité de connaissances produites et résumées dans ce rapport reflète un équilibre doctorant/encadrant qui a permis à chacun d'apporter sa contribution selon ses objectifs. Le programme de recherche proposé ici et dans la continuité complète de notre positionnement scientifique actuel ne sera réalisable que si cette adéquation perdure dans le temps avec de futurs doctorants prenant en partie en charge certaines missions.



# Bibliographie

- [AMF16] Manuele Aufiero, Michael Martin, and Massimiliano Fratoni. Xgpt : Extending monte carlo generalized perturbation theory capabilities to continuous-energy sensitivity functions. *Annals of Nuclear Energy*, 96, 06 2016. 1.3.1.1
- [AND13] ANDRA. Projet cigéo, centre industriel de stockage réversible profond de déchets radioactifs en meuse/haute-marne. *Dossier du maître d'ouvrage*, 2013. 3.1.1.2
- [BBS<sup>+</sup>11] D. Blanchet, L. Buiron, N. Stauff, T.K. Kim, and T. Taiwo. Sodium Fast Reactor Core Definitions (version 1.2). *AEN-WPRS, Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA)*, 2011. 2.3
- [BR63] A.R. Baker and RW Ross. Comparison of the value of plutonium and uranium isotopes in fast reactors. page 329, 1963. 2.1.2
- [BRH13] Kord Smith Brian N. Aviles Bryan R. Herman, Benoit Forget. Improved diffusion coefficients generated from monte carlo codes. May 2013. 1.1.2.2
- [Bri10] J. Brizi. Cycles uranium et thorium en réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium : Aspects neutroniques et déchets associés. *Thèse de Doctorat à l'Université de Paris Sud*, 2010. 1.1.2.1, 2
- [CMM18] C. Chabert, G. Martin, and P. Miranda. Les études sur les installations pour le cycle des matières d'ASTRID. *Stratégie et technico-économie du retraitement des combustibles, Audition par la Commission Nationale d'Evaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs (CNE2) coordonnée par le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives CEA du 10 janvier 2018*, 2018. 3.2.2.3
- [Cou17a] 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. *Thèse de Doctorat à l'Ecole nationale supérieure Mines Télécom Atlantique Bretagne Pays de la Loire*, 2017. 2.1.4.1, 3.1.2
- [Cou17b] F. Courtin. Étude de l'incinération du plutonium en rep mox sur support d'uranium enrichi avec le code de simulation dynamique du cycle class. *Thèse de Doctorat à l'Université Bretagne Loire*, 2017. 3.2.1.1
- [CPK11] Christine Coquelet-Pascal and Charlotte Kieffer. Validation of physical models used in scenarios studies by coupling COSI with ERANOS package. In *Proc. of GLOBAL*, 2011. 2.2
- [dDP19] Commission Particulière du Débat Public. Compte rendu et bilan du débat sur le plan national de gestion des matières et déchets radioactifs. *Débats publique PNGMDR 2019 - 2021 ; cinquième édition*, 2019. 3.1

- [DL15] E. Dorval and J. Leppänen. Monte carlo current-based diffusion coefficients : Application to few-group constants generation in serpent. *Annals of Nuclear Energy*, 78 :104–116, 2015. [1.1.3.1](#)
- [DMZ<sup>+</sup>14] Eric Dumonteil, Fausto Malvagi, Andrea Zoia, Alain Mazzolo, Davide Artusio, Cyril Dieudonné, and Clélia De Mulatier. Particle clustering in monte carlo criticality simulations. *Annals of Nuclear Energy*, 63 :612–618, 2014. [1.1.2.1](#)
- [EDT<sup>+</sup>19] M. Ernoult, X. Doligez, N. Thiollière, A.A. Zakari-Issoufou, A. Bidaud, S. Bouneau, J. Clavel, F. Courtin, S. David, and A. Somaini. Global and flexible models for Sodium-cooled Fast Reactors in fuel cycle simulations. *Annals of Nuclear Energy*, 2019. [2.3](#)
- [EG77] R.Lell E.M. Gelbard. Monte carlo treatment of fundamental-mode neutron leakage in the presence of voids. *Nuclear Sciences and Engineering*, 36, 1977. [1.1.4.1](#)
- [Ern14] M. Ernoult. Gestion avancée du plutonium en rep complémentarité des cycles thorium et uranium. *Thèse de Doctorat à l'Université de Paris Sud*, 2014. [1.1.2.1](#), [2](#), [3.1.2](#)
- [FL11] E. Fridman and J. Leppänen. On the use of the serpent monte carlo code for few-group cross section generation. *Annals of Nuclear Energy*, 38(6) :1399–1405, 2011. [1.1.3.1](#)
- [Fra91] Gouvernement Français. Loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs. *Journal Officiel*, 1991. ([document](#))
- [Fra06] Gouvernement Français. Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs. *Journal Officiel*, 2006. [3.1](#), [3.1.1.2](#)
- [Gan87] Augusto Gandini. *Generalized Perturbation Theory (GPT) Methods. A Heuristic Approach*, volume 19, pages 205–380. 01 1987. [1.3](#)
- [GDM<sup>+</sup>20] Martin Guillet, Xavier Doligez, Guy Marleau, Maxime Paradis, Marc Ernoult, and Nicolas Thiollière. Coupled CLASS and DONJON5 3D full-core calculations and comparison with the neural network approach for fuel cycles involving MOX fueled PWRs. *Annals Nucl. Energy*, page 107971, 2020. [2.2](#)
- [Gt13] J. T. Goorley and *et al.* MCNP6<sup>TM</sup> USER'S MANUAL - Version 1.0 - Manual Rev. 0. *Notice d'utilisation, LA-CP-13-00634*, 2013. ([document](#)), [1.1.2.1](#)
- [Gui09] P. Guillemin. Cycles uranium et thorium en réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium : Aspects neutroniques et déchets associés. *Thèse de Doctorat à l'Institut Polytechnique de Grenoble*, 2009. [1.1.2.1](#)
- [Gui19] M. Guillet. Prise en compte des calculs de cœur via l'utilisation de donjon5 pour le code de scénario nucléaire class et évaluation de l'impact sur les inventaires isotopiques. *Maitrise de Recherche de l'Polytechnique Montréal*, 2019. [2](#), [2.2](#), [2.2.1.3](#)
- [HS10] A Hébert and D Sekki. A user guide for TRIVAC version4. *Institut de Génie Nucléaire, Tech. Rep. IGE-293*, 2010. ([document](#))
- [JD76] L.J. Hamilton J.J Dunderstat. Nuclear reactor analysis. *John Wiley & Sons*, 1976. [1.1.4.1](#)

- [Kri18] G. Krivtchik. Nuclear scenarios : an exercise of robustness analysis. *Présentation au 3<sup>d</sup> Technical Workshop On Fuel Cycle Simulation, Session Confidence and robustness in fuel cycle simulations, Paris*, 2018. 3.3
- [Lam01] John R. Lamarsh. *Introduction to Nuclear Reactor Theory*. Addison-Wesley, 2001. 1.1.1.1, 1.1.1.2, 1.1.2.3
- [LCM<sup>+</sup>16] B. Leniau, F. Courtin, B. Mouginot, N. Thiollière, X. Doligez, and A. Bidaud. Generation of SFR physics models for the nuclear fuel cycle code CLASS. *PHYSOR. Sun Valley ID, USA*, 2016. 2.1.2, 2.3
- [LED<sup>+</sup>21] Jiali Liang, Marc ERNOULT, Xavier Doligez, Sylvain David, Sandra Bouneau, Nicolas Thiollière, Guillaume Krivtchik, Fanny Courtin, Weifeng Zhou, and Stéphanie Tillement. Assessment of strategy robustness under disruption of objective in dynamic fuel cycle studies. *Annals of Nuclear Energy*, 154 :108131, May 2021. 3.3.2.2
- [Len13] B. Leniau. Caractérisation des sources radioactives du cycle du combustible. applications au cycle du thorium : synthèse de l’232u en combustibles solides. *Thèse de Doctorat à l’Université de Paris Sud*, 2013. 2.1.3
- [LMT<sup>+</sup>15] B. Leniau, B. Mouginot, N. Thiollière, X. Doligez, A. Bidaud, F. Courtin, M. Ernoult, and S. David. A neural network approach for burn-up calculation and its application to the dynamic fuel cycle code CLASS. *Annals of Nuclear Energy*, 2015. 2
- [LPF16] Jaakko Leppänen, M. Pusa, and Emil Fridman. Overview of methodology for spatial homogenization in the serpent 2 monte carlo code. *Annals of Nuclear Energy*, 96, 10 2016. 1.1.3
- [LPV<sup>+</sup>15] Jaakko Leppänen, Maria Pusa, Tuomas Viitanen, Ville Valtavirta, and Toni Kalliaisena. The serpent monte carlo code : Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, 82 :142–150, 2015. Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2013, SNA + MC 2013. Pluri- and Trans-disciplinarity, Towards New Modeling and Numerical Simulation Paradigms. 1.1.3
- [LSFO18] Zhaoyuan Liu, Kord Smith, Benoit Forget, and Javier Ortensi. Cumulative migration method for computing rigorous diffusion coefficients and transport cross sections from monte carlo. *Annals of Nuclear Energy*, 112 :507–516, 2018. 1.1.3.1, 1.1.3.2
- [MLT<sup>+</sup>14] Baptiste Mouginot, B Leniau, N Thiolliere, M Ernoult, S David, X Doligez, A Bidaud, O Meplan, R Montesanto, G Bellot, et al. Core library for advanced scenario simulation, CLASS : principle & application. In *International Conference “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future”(PHYSOR 2014)*, pages 12–p, 2014. (document)
- [MMCC20] G. Martin, Ph. Miranda, F. Courtin, and C. Chabert. Avancement des études de scénarios intégrant les concepts de multi-recyclage rep selon différentes trajectoires d’évolution de la puissance du parc. *Gestion des matières (U et Pu) et études de scénarios, Audition par la Commission Nationale d’Evaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs (CNE2) coordonnée par le Commissariat à l’énergie atomique et aux énergies alternatives CEA du 12 février 2020*, 2020. 3.2.1.1

- [MS06] F. Michel-Sendis. Contribution à l'étude de la production d'<sup>233</sup>U en combustible mox-thpu en réacteur à eau sous pression : application aux scénarios de transition vers des concepts isogénérateurs th/<sup>233</sup>U en spectre thermique : développement du code mure d'évolution du combustible. *Thèse de Doctorat à l'Université de Paris Sud*, 2006. 1.1.2.1, 2
- [Mé21] O. Méplan. Mure 2 : Smure, serpent-mcnp utility for reactor evolution user guide. 2021. (document), 1.1.3.3, 1.2.1
- [NEA20] NEA. Uranium 2020, ressources, production and demand. Technical report, IAEA, 2020. 3.1.2.1, 3.2
- [Nif15] H. Nifenecker. Oser le nucléaire pour trouver la solution au problème climatique ! *La Revue de l'Énergie*, (623), 2015. 3.1.2.2
- [NM11] A. Hebert N. Martin. Adaptation of the b1 leakage model to monte carlo criticality calculations. *International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (MC)*, Rio de Janeiro, RJ, Brazil, 2011. 1.1.4.1
- [Nut12] A. Nuttin. Physique des réacteurs à eau lourde ou légère en cycle thorium : étude par simulation des performances de conversion et de sûreté. *Manuscrit pour l'Habilitation à Diriger Les Recherches de l'Université de Grenoble*, 2012. 1.2.1.1
- [PPE18] Programmation Pluriannuelle de l'Énergie : quelle ambition ? [www.gouvernement.fr/programmation-pluriannuelle-de-l-energie-quelle-ambition](http://www.gouvernement.fr/programmation-pluriannuelle-de-l-energie-quelle-ambition), 2018. 4.1.2.1
- [Reu03] P. Reuss. Précis de neutronique. *Collection Génie Atomique, Édition EDP sciences*, 2003. 1.1.1.1, 1.1.2.2
- [Rim95] G. Rimpault. Algorithmic features of the ecco cell code for treating heterogeneous fast reactor assemblies. In *International Topical Meeting on Reactor Physics and Computation*, Portland, Oregon United States, 1995. 1.1.3.3
- [Rin] A. Rintala. Diffusion coefficients and critical spectrum methods in serpent. In *Serpent User Group Meeting 2018*. 1.1.3
- [RKS<sup>+</sup>17] D. Rochman, Arjan Koning, Jean-Christophe Sublet, Michael Fleming, E. Bauge, S. Hilaire, Pourinet Romain, B. Morillon, H. Duarte, S. Goriely, Steven van der Marck, H. Sjöstrand, Stephan Pomp, N. Dzysiuk, O. Cabellos, H. Ferroukhi, and Alexander Vasiliev. The tendl library : Hope, reality and future. *EPJ Web of Conferences*, 146 :02006, 01 2017. 1.3.1
- [RKvdM<sup>+</sup>11] D. Rochman, Arjan Koning, Steven van der Marck, A. Hogenbirk, and D Veen. Nuclear data uncertainty propagation : Total monte carlo vs. covariances. *Journal-Korean Physical Society*, 59, 08 2011. 1.3
- [SBB<sup>+</sup>11] P. Sciora, D. Blanchet, L. Buiron, B. Fontaine, M. Vanier, F. Varaine, C. Venard, S. Massara, A. Scholer, and D. Verrier. Low void effect core design applied on 2400 MWth SFR reactor. *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP)*, 2011. 2.3.1
- [SHJ<sup>+</sup>12] Hyung Jin Shim, Beom-Seok Han, Jong-Sung Jung, Ho Jin Park, and Chang-Hyo Kim. Mccard : Monte carlo code for advanced reactor design and analysis. *Nuclear Engineering and Technology*, 44, 03 2012. 1.1.4.1

- [Som17] A. Somaini. Analyse des erreurs induites par une modélisation simplifiée sur l'évolution des combustibles rep impact des fuites neutroniques dans les calculs cellules. *Thèse de Doctorat à l'Université de Paris Saclay*, 2017. 1.1.2.1, 2.2
- [TCD<sup>+</sup>19a] L. Tillard, J. Clavel, X. Doligez, E. Dumonteil, M. Ernoult, J. Liang, and N. Thiollière. Analysis of transition scenario from a PWR to a SFR fleet simulated with the CLASS code. *GLOBAL. Seattle, USA*, 2019. 2.3.3, 3.2.2.3
- [TCD<sup>+</sup>19b] L. Tillard, J. Clavel, X. Doligez, E. Dumonteil, M. Ernoult, F. Mang, and A. Zakari-Issoufou. Development of a multi-zone irradiation model for scenario studies involving ASTRID-like SFRs. *ICAPP. Antibes, France*, 2019. 2.3
- [Thi19] N. Thiollière. Fit (functionality isolation test) project, first results. In *Technical Workshop on Fuel Cycle Simulations*, Urbana Champaign, United States, July 2019. 2.2.2.3
- [Til19] L. Tillard. Impact du déploiement de réacteurs de type astrid sur la gestion dynamique du plutonium dans des scénarios de transitions électronucléaires. *Thèse de Doctorat à l'Université de Paris Saclay*, 2019. 2, 2.3.2.2, 3.2.2
- [VFA<sup>+</sup>20] Jean-Francois Vidal, Kévin Fröhlicher, Pascal Archier, Alain Hébert, L. Buiron, J-M Palau, Stefano Pastoris, and D Raynaud. New reference apollo3® calculation scheme for light water reactors -analysis of the beavrs benchmark. *EPJ Web of Conferences*, 247, 07 2020. 1.4
- [WLK13] Warren Walker, Robert Lempert, and Jan Kwakkel. *Deep Uncertainty*, pages 395–402. 01 2013. 3
- [Wor00] A Worrall. Effect of plutonium vector on core wide nuclear design parameters. Technical report, IAEA, 2000. 3.1.2
- [YP99] G. Youinou and Guigon B. Giriend R. Puill, A. Plutonium management and multirecycling in PWRs using the enriched uranium support. *Proceedings of the International Conference on Future Nuclear Systems*, 1999. 3.1.2
- [YV05] G. Youinou and A. Vasile. Plutonium multirecycling in standard PWRs loaded with evolutionary fuels. *Nuclear science and engineering*, 2005. 4.1.2.2
- [Zho] W. Zhou. Resilience analysis of nuclear fuel cycle scenarios. 3.3.2
- [ZIBC<sup>+</sup>11] Abdoul-Aziz Zakari-Issoufou, Adrien Bidaud, Patrick Criqui, Stella David, M. Pangel, Philippe Menanteau, and Silvana Mima. Interdisciplinary prospective analysis of nuclear power technological transition. 05 2011. 3.1.2.1
- [ZIDS<sup>+</sup>17] Abdoul-Aziz Zakari-Issoufou, Xavier Doligez, Alice Somaini, Quentin Hoarau, Stella David, Sandra Bouneau, Fanny Courtin, Baptiste Leniau, Nicolas Thiollière, Baptiste Mouginot, Adrien Bidaud, Nicolas Capellan, Olivier Meplan, and Alexis Nuttin. Americium mono-recycling in pwr : A step towards transmutation. *Annals of Nuclear Energy*, 102, 04 2017. 2.1.4, 3.2.1.2



# Annexe : CV

## Encadrement

### Projets doctoraux

- Thèse d’Alice Somaini (soutenue le 27 septembre 2017) : Représentativité des calculs assemblage vis-à-vis des irradiations dans des cœurs de puissance. Directeur de thèse : Sylvain David. Thèse encadrée à 100%.
- Thèse de Léa Tillard (soutenance le 22 novembre 2019) : Etude de l’impact des options de gestions du Plutonium et des Actinides Mineurs – Thèse IRSN. Directeur de thèse : Eric Dumonteil. Thèse encadrée à 60%.
- Thèse de Elliot Party (soutenance le 19 septembre 2019) : Etude des réactions  $(n, xn)$  pour les noyaux fertiles / fissiles du cycle du combustible innovant au Thorium - Thèse IPHC. Directeur de thèse : Philippe Dessagne. Thèse encadrée à 20%.
- Thèse de Jiali Liang (soutenance prévu à l’été 2021) : Résilience, robustesse et flexibilité des trajectoires possibles pour le futur du nucléaire. Directeur de thèse : Sylvain David. Encadrement à 10%.

### Maitrise de recherche

- Maîtrise de recherche de l’école Polytechnique Montréal de Martin Guillet (10/2017 – 08/2019) : La prise en compte de l’échelle cœur dans les modélisations des réacteurs REP dans les scénarios nucléaires. Directeur de maîtrise : Guy Marleau. Encadrement à 50%.
- Maîtrise de recherche de l’école Polytechnique Montréal de Maxime Paradis (09/2019 – 06/2021) : Modélisation des réacteurs REP hétérogènes dans les calculs couplés DON-JON5/CLASS. Directeur de maîtrise : Guy Marleau. Encadrement à 50%.

### Stage de M2

- Gwenaël Normand, M2 Recherche Physique et Environnement (Université Paris Sud), « Scénarios pour le Multi-Recyclage de Plutonium en Réacteurs à Eau Pressurisée », 5 mois (2014).
- Quentin Hoarau, M2 Master Nuclear Energy – Nuclear Physic and Engineering (Université Paris Sud), « Etude des scenarios symbiotiques d’incinération des américiums », 6 mois (2016).
- Geoffrey Bonamy, M2 Master Nuclear Energy – Nuclear Physic and Engineering (Université Paris Sud), « Potentialités des SMR pour la gestion avancée du plutonium », 6 mois (2017).

- Yuxue Shang, M2 Master Nuclear Energy – Nuclear Physic and Engineering (Université Paris Sud), « Diffusion constant calculation with SERPENT », 6 mois (2019).

### Stage de M1 et Licence 3

- Paul Boulard, L3 physique et applications (Université Paris Sud), « Etude de l'impact du bore soluble sur le spectre neutronique d'un REP ; implication sur l'évolution du combustible », 3 mois (2014).
- Aliz Matok, L3 physique et applications (Université Paris Sud), « Recherche de la haute conversion en cycle thorium dans les réacteurs à eau sous pression », 3 mois (2015).
- Kevin Robet, M1 Physique Appliquée et Mécanique (Université Paris Sud), « Impact des paramètres géométriques sur la neutronique des réacteurs à eau sous pression », 3 mois (2015).
- Antony Nithesh, M1 Master Nuclear Energy (Université Paris Sud), «Simulation of PWR reactor evolution : study of the impact of the Boron concentration on the end of cycle inventories», 3 mois (2016).
- Catalin Sindile, M1 Master Nuclear Energy (Université Paris Sud), « Biases of inventories at the end of cycle for a PWR assembly in a surrounded configuration », 3 mois (2016).
- Arthur Viette, L3 PhyTem - ENS Paris Saclay, «Exploration des limites d'enrichissement en plutonium dans les scénarios mettant en oeuvre le multirecyclage », 3 mois (2018).

### Enseignement

- **Licence pro Techniques Physiques des Energies en Alternance** : 15h Cours de physique des réacteurs depuis 2010. Suivi d'apprentis entre 2012 et 2020.
- **Ecole Nationale Supérieure des Techniques Avancée (ENSTA) – Niveau M2** : 24h de cours sur le Fonctionnement d'un REP entre 2014 et 2016
- **Institut Mines Telecom Atlantiques – Niveau M2** : 16h de cours de neutronique avancées depuis 2019.
- **Ecole d'été ou école doctorales** : 1h de cours aux écoles "Energie et Recherche" EER 2014 et EER 2016 - "Energie nucléaire : défis et enjeux de la recherche" ; 2h de cours aux rencontres de physiques de deux infinis sur l'énergie nucléaire depuis 2014
- **Formation IN2P3 : de la physique au détecteur** : 2h : "L'IN2P3 : un acteur de la recherche sur l'énergie nucléaire du futur"

### Responsabilités

- Responsable du projet NEEDS M2C2 (Multiphysics and Monte Carlo Convergence issues in neutronic calculations) ; collaboration IN2P3, CEA, IRSN en 2014 et 2015
- Responsable du Master Projet IN2P3 ASSURANCE (Analyses de Systèmes et de Scénarios Utilisant les Réacteurs à eau et haute conversion par Anticipation d'un Nouveau Contexte Energétique) entre 2016 et 2020. Projets impliqués : SIRIUS (Simulation de Réacteurs d'Intérêt pour l'économie d'Uranium et la Sureté), MOISE (Modélisation et Ouvertures Interdisciplinaires pour les Scénarios Electronucléaire) et MEN (Multiphysique Expérimentale et Numérique)

- Porteur d'ANR (non financées) : i-Teen (Impact de la Transition Énergétique sur l'Énergie Nucléaire) en 2014 et MESCENAT (Modélisation Économique des Scénarios Énergétiques et Application à la Transition) en 2015.
- Membre actif du comité d'organisation de l'école Joliot Curie "Nuclear Energy and its interface with environnement".
- Responsable du groupe PACS entre 2017 et 2021.
- Membre du comité de pilotage du GDR SciNEE depuis sa création (2017) - représentant du pôle 1.
- Membre actif des comités d'organisation de l'ensemble des workshop TwoFCS depuis la première édition à Paris en 2016.

## Liste de publication

### Dans des journaux scientifiques

*Coupled CLASS and DONJON5 3D full-core calculations and comparison with the neural network approach for fuel cycles involving MOX fueled PWRs*, M. Guillet, X. Doligez, G. Marleau, M. Paradis, M. Ernoult, N. Thiollière, Annals of Nuclear Energy, March 2021, Volume 152

*Assessment of strategy robustness under disruption of objective in dynamic fuel cycle studies*, J. Liang, M. Ernoult, X. Doligez, S. David, S. Bouneau, N. Thiollière, G. Krivtchik, W. Zhou, S. Tillement, Annals of Nuclear Energy, May 2021, Volume 154

*Automated selection of nuclides and reactions of interest in a depletion simulation. Precision loss estimation for multiple outputs*, M. Ernoult, J. Liang, X. Doligez, N. Thiollière, O. Méplan, S. Bouneau, S. David, Progress in Nuclear Energy, May 2021, Volume 135

*Reactivity monitoring of the accelerator driven VENUS-F subcritical reactor with the "current-to-flux" method*, N. Marie, J.L. Lecouey, G. Lehaut, T. Chevret, A. Billebaud, S. Chabod, X. Doligez, A. Kochetkov, A. Krasa, F.R. Lecolley et al, Annals Nucl.Energy, 2019, 128, pp.12-23

*Global and flexible models for Sodium-cooled Fast Reactors in fuel cycle simulations*, M. Ernoult, X. Doligez, N. Thiollière, A.A. Zakari-Issoufou, S. David, A. Bidaud, J.B. Clavel, F. Courtin, A. Somaini, Annals of Nuclear Energy Volume 128, June 2019, Pages 69-76

*A methodology for performing sensitivity analysis in dynamic fuel cycle simulation studies applied to a PWR fleet simulated with the CLASS tool*, Thiollière N., Clavel J.B., Courtin F., Doligez X., Ernoult M., Zakari-Issoufou A.A., Krivtchik G., Leniau B., Mouginot B., Bidaud A., David S., 2018, EPJ Nuclear Sci. Technol. 4, 13

*Fundamentals of reactor physics with a view to the (possible) futures of nuclear energy*, Doligez X., Bouneau S., David S., Ernoult M., Zakari-Issoufou A. A., Thiollière N., Bidaud A., Méplan O., Nuttin A., Capellan N. ; Comptes Rendus Physique, 2017, Volume 18, Issue 7, Pages 372-380

*Neutronic predictors for PWR fuelled with multi-recycled plutonium and applications with the fuel cycle simulation tool CLASS*, F. Courtin, B. Leniau, N. Thiollière, B. Mouginot, X. Doligez, A. Somaini, A.A. Zakari Issoufou, S. David, A. Bidaud, J.B. Clavel, Progress in Nuclear Energy Volume 100, September 2017, Pages 33-47

*Americium mono-recycling in PWR : A step towards transmutation*, A.A. Zakari-Issoufou, X. Doligez, A. Somaini, Q. Hoarau, S. David, S. Bouneau, F. Courtin, B. Leniau, N. Thiollière, B. Mouginot, A. Bidaud, O. Méplan, A. Nuttin, R. Sogbadji, Annals of Nuclear Energy, Volume 102, April 2017, Pages 220-230

*Understanding Total Monte Carlo uncertainty propagation in burn up calculations with Generalized Perturbation Theory*, Bidaud A., Doligez X., Olbratowski P., Autino E., Aufiero M., Leniau B., Meplan O., David S. ; The European Physical Journal Conferences, 2016

*Validation of the minimalistic Nodal Drift Method for spatial kinetics on a simple CANDU LOCA benchmark*; Nuttin A., Prevot P., Capellan N., David S., Doligez X., Meplan O. ; Annals of Nuclear Energy. Feb 2016, Vol. 88, p135, 16 p.

*MOX fuel enrichment prediction in PWR using polynomial models*; Mouginot B., Leniau B., Thiollie N., Bidaud A., Courtin F., Doligez X., Ernoult M. ; Annals of Nuclear Energy. Nov 2015, Vol. 85, p812,

*Prediction of MgO volume fraction in an ADS fresh fuel for the scenario code CLASS* ; Thiollie N., Courtin F., Leniau B., Mouginot B., Doligez X., Bidaud A. ; Progress in Nuclear Energy November 2015 Vol. 85, p518-524

*Advanced plutonium management in PWR, complementarity of thorium and uranium* ; Ernoult M., David S., Doligez X., Meplan O., Leniau B., Bidaud A., Nuttin A., Mouginot B., Wilson J., Capellan N., Thiollie N. ; Progress in Nuclear Energy January 2015 Vol. 78, p330-340

*Coupled study of the Molten Salt Fast Reactor core physics and its associated reprocessing unit* ; Doligez X., Heuer D., Merle-Lucotte E., Allibert M., Ghetta V. ; Annals of Nuclear Energy February 2014 Vol. 64, p430-440

*A neural network approach for burn-up calculation and its application to the dynamic fuel cycle code CLASS* ; Leniau B., Mouginot B., Thiollie N., Doligez X., Bidaud A., Courtin F., Ernoult, M., David S. ; Annals of Nuclear Energy July 2015, vol.81, pp. 125-33

*Monte Carlo MSM correction factors for control rod worth estimates in subcritical and near-critical fast neutron reactors*; Lecouey J.L., Kochetkov A., Krasa A., Baeten P., Bécares V., Billebaud A., Chabod S., Chevret T., Doligez X., Lecolley F.R., Lehaut G., Marie N., Mellier F., Uyttenhove W., Villamarin D., Vittiglio G., Wagemans J. ; EPJ Nuclear Sci. Technol. 1, 2 (2015)

## Dans des proceedings avec comité de relecture (depuis 2014)

*SYSTEMATIC ANALYSIS OF MULTIVARIATE SCENARIOS USING ADVANCED CLUSTERING METHODS*, M. Ernoult, S. David, X. Doligez, J. Liang, N. Thiollie, L. Tillard, EPJ Web Conf. Volume 247, 2021 PHYSOR2020 – International Conference on Physics of Reactors : Transition to a Scalable Nuclear Future

*ANALYSIS OF TRANSITION SCENARIO FROM A PWR TO A SFR FLEET SIMULATED WITH THE CLASS CODE*, L. Tillard, J.B. Clavel, X. Doligez, E. Dumonteil, M. Ernoult, J. Liang, Conference : Global / Top Fuel 2019At : Seattle (USA)

*Development of a multi-zone irradiation model for scenario studies involving ASTRID-like SFRs*, L. Tillard, J.B. Clavel, X. Doligez, E. Dumonteil, M. Ernoult, J. Liang, ICAPP 2019, France (2019)

*Uncertainty quantification and sensitivity studies on Thorium-fueled reactors*, E. Party, X. Doligez, P. Dessagne, M. Kerveno, G. Henning, EPJ Web Conf. Volume 239, 2020 ND 2019 : International Conference on Nuclear Data for Science and Technology

*Global and flexible models for sodium-cooled fast reactors in fuel cycle simulations*, Ernoult M., Doligez X., Thiollie N., Zakari-Issouffou A.A., Bidaud A., Bouneau S., Clavel J.B., Courtin F., David S., Somaini A., Proceedings of PHYSOR 2018, Cancun (Mexico)

*Americium Early Transmutation in Thermal Reactors : An Option to a Better Nuclear Spent Fuel Management* A.A. Zakari-Issouffou, X. Doligez, A. Somaini, Q. Hoarau, S. David, et al., Proceedings of ICAPP 2017, Kyoto (Japan)

*Monte Carlo MSM Correction Factors for Control Rod Worth Estimates in Subcritical and Near-Critical Fast Neutron Reactors*, Lecouey J.L., Kochetkov A., Krasa A., Baeten P.,

Bécares V., Billebaud A., Chabod S., Chevret T., Doligez X., Lecolley F.R., Lehaut G., Marie N., Mellier F., Uyttenhove W., Villamarin D., Vittiglio G., Wagemans J. ; Proceedings of ICAPP 2015 May 03-06, 2015 Nice (FRANCE)

*Study of Space-energy Effects in Subcritical Reactor within a Time-dependent Multi-group 1-Dimensional Diffusion Approach*, Lehaut G., Lecouey J.L., Marie N., Baeten P., Ban G., Bécares V., Billebaud A., Chabod S., Chevret T., Doligez X., Kochetkov A., Krasa A., Lecolley F.R., Mellier F., Uyttenhove W., Villamarin D., Vittiglio G., Wagemans J., Proceedings of ICAPP 2015 May 03-06, 2015 Nice (FRANCE)

*Reactivity Measurement of the Lead Fast Subcritical VENUS-F Reactor Using Beam Interruption Experiments*, Chevret T.M., Lecouey J.L., Marie N., Lecolley F.R., Lehaut G., Ban G., Billebaud A., Chabod S., Doligez X., Kochetkov A., Baeten P., Uyttenhove W., Vittiglio G., Wagemans J., Mellier F., Bécares V., Villamarin D. ; Proceedings of PHYSOR 2014 “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future” Sep 2014, Kyoto, Japan

*Reactivity Measurements at GUINEVERE Facility Using the Integral  $k_p$  Method*, Chabod S., Billebaud A., Lecolley F.R., Lecouey J.L., Lehaut G., Marie N., Ban G., Doligez X., Kochetkov A., Baeten P., Krása A., Uyttenhove W., Vittiglio G., Wagemans J., Mellier F., Villamarin D. ; Proceedings of PHYSOR 2014 “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future” Sep 2014, Kyoto, Japan

*An Alternative Source Jerk Method Implementation for the Subcriticality Estimation of the VENUS-F Subcritical Core in the FREYA Project*, Kochetkov A., Baeten P., Uyttenhove W., Vittiglio G., Wagemans J., Billebaud A., Chabod S., Lecouey J.L., Ban G., Lecolley F.R., Marie N., Lehaut G., Doligez X., Mellier F., Proceedings of PHYSOR 2014 “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future” Sep 2014, Kyoto, Japan

*Static Modal Analysis of the Current-to-Flux Subcriticality Monitor for Accelerator-Driven Systems*, Uyttenhove W., Baeten P., Kochetkov A., Van Den Eynde G., Vittiglio G., Wagemans J., Lathouwers D., Kloosterman J.L., Van Der Hagen T.J.H.H., Billebaud A., Chabod S., Mellier F., Lecouey J.L., Lecolley F.R., Lehaut G., Marie N., Doligez X., Carta M., Bécares V., Villamarin D., Proceedings of PHYSOR 2014 “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future” Sep 2014, Kyoto, Japan

*Core library for advanced scenario simulation, C.L.A.S.S. : principle application*, Mougino B., Leniau B., Thiollière N., Ernoult M., David S., Doligez X., Bidaud A., Meplan O., Montesanto R., Bellot G., Clavel J.B., Duhamel I., Letang E., Miss J. ; Proceedings of PHYSOR 2014 “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future” Sep 2014, Kyoto, Japan

*Effect of heterogeneity in plutonium recycling in steady state PWR*, Ernoult M., David S., Doligez X., Nuttin A., Capellan N., Meplan O., Leniau B. ; Proceedings of PHYSOR 2014 “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future” Sep 2014, Kyoto, Japan

*The impact of reactor model simplification for fuel evolution : a bias quantification for fuel cycle dynamic simulations*, A. Somaini, S. David, X. Doligez, A. A. Zakari-Issoufou, A. Bidaud, N. Cappellan, O. Meplan, A. Nuttin, P. Prevot, F. Courtin, B. Leniau, B. Mougino, N. Thiollière ; Proceedings of The International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), 17-20 April 2016, San Francisco

*Effective delayed neutron fraction measurement in the critical VENUS-F reactor using noise techniques*, X. Doligez, A. Billebaud ; S. Chabod ; T. Chevret ; D. Fourmentel ; A. Krasa ; A. Kochetkov ; F. R. Lecolley ; J. L. Lecouey ; G. Lehaut ; N. Marie ; F. Mellier ; G. Vittiglio ; J. Wagemans, Proceedings of 2015 4th International Conference on Advancements in Nuclear Instrumentation Measurement Methods and their Applications (ANIMMA), 20-24 April 2015, Lisbon

*Study of the argentinian and brasilian nuclear symbiotic scenarios using CLASS*, Francisco Martín Alderete Tommasia, A. Bidaud, B. Mougino, B. Leniaud, N. Thiollière , X. Doligez, F. Courtin, A. Somani, J.B. Clavel, Z. Issoufou, S. David ; Proceedings of The International

---

Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), 17-20 April 2016, San Fransisco

*Mean Cross Section Prediction in PWRMOX Using Neural Network*, Leniau B., Mouginot B., Thiolliere N., Doligez X., Bidaud A., Courtin F., Ernoult M. Proceedings of The 21st International Conference Exhibition : " Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future" GLOBAL 2015 September 21-24, 2015 - Paris (France)

*MgO Effect on an ADS Neutronic Parameters*, N. Thiolliere, F. Courtin, B. Leniau, B. Mouginot, X. Doligez, A. Bidaud ; Proceedings of The 21st International Conference Exhibition : " Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future" GLOBAL 2015 September 21-24, 2015 - Paris (France)

*PWR MOX fuel physics models for the dynamic fuel cycle simulation tool class*, Courtin F., Leniau B., Thiolliere N., Doligez X., Somaini A., Bidaud A., ; Proceedings of PHYSOR 2016 "Unifying Theory and Experiments in the 21st Century" May 2016, Sun Valley, Idaho, USA

*Reactivity monitoring using the area method for the subcritical VENUS-F core within the framework of the FREYA Project*, Marie N. et al. ; International Workshop on Technology and Components of Accelerator Driven Systems (TCADS) OECD Nuclear Energy Agency, 2013, Nantes, France. NEA/NSC/DOC, 7, pp.88-97, 2015