université PARIS-SACLAY

UNIVERSITÉ PARIS SUD
Comprendre le monde, construire l'avenir®

IRSN
INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

NNT : 2019SACLS494

Thèse de doctorat

Impact du déploiement de réacteurs de type ASTRID sur la gestion dynamique du plutonium dans des scénarios de transitions électronucléaires

Thèse de doctorat de l'Université Paris-Saclay
préparée à l'Université Paris-Sud et
au sein du Laboratoire de Neutronique de l'IRSN

École doctorale n°576 Particules, Hadrons, Énergie et Noyaux : Instrumentation, Imagerie, Cosmos et Simulation (PHENIICS)
Spécialité de doctorat : Énergie nucléaire

Thèse présentée et soutenue à Fontenay-aux-Roses, le 22 novembre 2019, par

Léa TILLARD

Composition du Jury :

Sylvain David Directeur de recherche (HDR), CNRS-IN2P3/IPN Orsay	Président du Jury
Elsa Merle Professeur à Grenoble INP, LPSC	Rapporteur
Claire Vaglio-Gaudard Ingénieur Chercheur (HDR), CEA	Rapporteur
David Lecarpentier Ingénieur Chercheur, EDF	Examinateur
Barbara Vezzoni Ingénieur Chercheur, Framatome	Examinateur
Éric Dumonteil Ingénieur Chercheur (HDR), IRSN	Directeur de thèse
Jean-Baptiste Clavel Ingénieur Chercheur, IRSN	Encadrant
Xavier Doligez Chargé de recherche, CNRS-IN2P3/IPN Orsay	Invité

Résumé

L'ensemble des lois, décrets et débats publics relatifs à la transition énergétique donne toute son importance à l'étude de scénarios d'évolution de parcs électronucléaires. L'une des stratégies de référence considérées en France envisage le déploiement progressif de Réacteurs à Neutrons Rapides refroidis au Sodium (RNR-Na) de IV^{e} génération. L'exploration des différentes trajectoires et des conséquences associées sur l'ensemble du cycle du combustible sont des étapes indispensables à l'évaluation des scénarios de transitions possibles.

C'est dans ce cadre que s'inscrit cette thèse, qui analyse l'impact sur la gestion dynamique du plutonium et des actinides mineurs, de scénarios de déploiement de réacteurs de type ASTRID, démonstrateur de RNR-Na développé par le CEA et ses partenaires industriels. La modélisation de deux configurations du réacteur de type ASTRID, un isogénérateur et un incinérateur de plutonium, a été réalisée. Elle permet de valider les hypothèses de calcul, de quantifier les biais associés et de vérifier les principaux coefficients de sûreté. Ensuite, l'impact important de la variation des compositions initiales sur le fonctionnement des deux systèmes est établi. Cela justifie le développement de modèles physiques complexes dédiés, qui sont intégrés au code de simulation dynamique du cycle CLASS, développé par le CNRS/IN2P3 et l'IRSN. L'utilisation d'interpolateurs multidimensionnels et non linéaires dans ces développements permet de modéliser la fabrication et l'irradiation du combustible, en maintenant l'hétérogénéité du réacteur tout au long des simulations. Grâce à ces modèles multizones, la simulation d'un grand nombre de scénarios de transitions de parcs composés de Réacteurs à Eau Pressurisée, vers des parcs mixtes intégrant des RNR-Na, permet d'étudier les effets du déploiement des RNR-Na et d'identifier les éventuelles tensions sur les matières dans le cycle. Enfin, une analyse académique des scénarios présentés dans le cadre de la loi sur la transition énergétique est proposée.

Abstract

All the laws, decrees and public debates relating to the energy transition, emphasize the importance of the study of electronuclear fleet evolution scenarios. One of the reference strategies for the French electronuclear fleet evolution considers the step by step deployment of Generation IV Sodium-cooled Fast Reactors (SFR). A proper assessment of the possible transitions scenarios requires a thorough study of the different possible trajectories and the associated consequences on the entire fuel cycle.

In this framework, this Ph.D. work aims at analyzing the impact on plutonium and minor actinide dynamic management, of ASTRID-like reactor deployment scenarios, a Generation IV SFR developed by the CEA and its industrial partners. The modeling of two ASTRID-like reactor configurations, one plutonium break-even, and one burner, allow the validation of the calculation hypothesis, the quantification of associated bias and the verification of reactor safety coefficients. It was observed that the variation of initial fuel composition had a drastic impact on the system configuration. Within the framework of this research, the dynamic fuel cycle simulator CLASS, developed by the CNRS/IN2P3 and the IRSN was further modified, to meet the requirements of new dedicated complex physics models. These new developments using multidimensional and nonlinear interpolators allow modeling of the fresh fuel fabrication and irradiation while maintaining the reactor heterogeneity throughout the simulations. With these multizone models, effects of SFR deployment is studied, and potential constraints on in-cycle materials are identified by the simulation of transition scenarios, from a Pressurized Water Reactor fleet to a mixed fleet integrating SFRs. An academic analysis of the scenarios presented within the energy transition law is proposed to extend this work.

Remerciements

La partie qui concerne les remerciements n'est pas la plus facile à écrire tant les personnes ayant participé de près ou de loin sont nombreuses, les soutiens apportés multiples et les émotions en jeu fortes (naaan je ne pleure pas du tout en écrivant ça).

Tout d'abord, Éric, JB, je tiens à vous exprimer toute ma reconnaissance pour avoir été mon directeur de thèse et mon encadrant pendant ces trois années... Entre autre chose, Éric, merci d'avoir supporté mes angoisses administratives et toujours laissé ta porte ouverte aux discussions. JB, merci pour ton soutien et pour ton aide jusqu'au bout, et surtout d'avoir accepté, respecté puis défendu mes choix de tête.

Stéphane, merci de m'avoir donné l'opportunité de faire cette thèse et de vivre autant d'expériences au sein du SNC.

Xavier, gratitude infinie... Merci pour la science ! Sans ta gentillesse pour supporter mes blablas toujours sharp & straight to the point, sans ta patience pour m'expliquer 36 fois (a minima) la théorie de l'écart-type ou des taux de réaction et sans ta confiance pour pallier la mienne, cette thèse aurait un autre visage. Si si ! Et j'espère qu'on refera le monde au moins cent fois de plus dans ce très cher RER...

Je voudrais ensuite remercier les membres de mon jury. Je remercie Madame Elsa Merle et Madame Claire Vaglio-Gaudard d'avoir accepté d'être mes rapportrices, Madame Barbara Vezzoni, Monsieur David Lecarpentier et Monsieur Sylvain David d'avoir accepté·e·s d'être mes examinateur·rice·s. Je vous remercie tou·te·s pour votre lecture attentive de ce manuscrit et vos retours qui m'ont permis d'améliorer mon travail et d'aller plus loin.

J'en viens à l'énumération impossible de tous les moments partagés au SNC, drôles souvent et tristes quelquefois. Vous formez un service incroyable, accueillant, où l'on se sent bien. Et je vous remercie tou·te·s pour les discussions, les pauses, les encouragements, les fous rires...

Parce que sans le stage, il n'y aurait jamais eu la thèse : Alexis, Bertrand, Isa et Mariya vous avez été parfait·e·s ! Papy Rem's, sans toi j'aurais abandonné cent fois sur le chemin, Work hard, Dream big and Savasana often ! Alexis, Bertrand, Fred, Nico, Wim, immer geradeaus ! Greg, Mathieu, les mots-croisés sans vous vont troooop me manquer. Greg, merci d'avoir tout relu et de m'avoir écouté râler sans me juger pendant des heures, et des heures, et des heures ! Matouu, t'as de la ficelle, fut fut schmouk ! Florian, merci d'avoir été mon binôme pendant 6 mois (et plus) et de me fournir en reblochon et en confiture ! Paul, je crois qu'on arrive enfin au bout du toboggan, merci d'avoir coaché mon moral ces derniers mois ! Mariya, merci pour ton amitié, ta gentillesse et tout ce que je ne vais pas écrire mais que je pense du fond du cœur ! Amandine, Arthur, Benjamin, Catherine, Geoffrey, Guénaël, Johan, Marc, bah super Nicolas, Quentin, Raphaëlle, Roland, Vaibhav... et tous et toutes, merciii !

Nicolas G., Clément, Romain et Kévin, tenez bon... courage !

Cher Groupe PACS, un énoooooorme merci, je ne sais pas comment trouver les mots pour vous le dire autrement ! Arthur merci pour les évasions mentales en DR400, Claire merci pour ton immense bienveillance, Jiali merci d'avoir été le best co-bureau ever, Marc merci pour ton aide si précieuse, Martin tu es mon spécialiste "dédramatisons toutes les situations", Melody merci pour ces pauses thés qui permettent d'aller bien mieux après qu'avant, Sylvain merci de m'avoir laissé transformer ton bureau en une annexe locale de l'IRSN. Mais aussi Alice, Laurent, Sandra, Zak... Et vive la crème de marrons !

Je remercie aussi particulièrement toute la team CLASS, Adrien, Fanny, Nicolas... et merci à tou·te·s les scientifiques avec lesquel·le·s j'ai pu échanger pendant cette thèse, notamment grâce au projet NEEDS-PERMIS et aux conférences auxquelles j'ai pu assister.

Enfin, je remercie tou·te·s mes proches qui m'entourent et me supportent. Alexandre, Boubouchou, Élodie, Margot, Romain, Thomas², Papa, Mutti... des bisous et de l'amour !

Table des matières

Liste des acronymes **ix**

Introduction **1**

1 Le contexte de l'étude **3**
Introduction du chapitre . . . 4
1.1 Place du nucléaire, des échelles imbriquées . . . 4
1.1.1 Production d'énergie dans le monde . . . 4
1.1.2 Production d'énergie en France . . . 6
1.2 Gestion du plutonium . . . 8
1.2.1 Cycle du combustible français actuel . . . 8
1.2.2 Concepts de réacteurs de IV^{e} génération . . . 10
1.2.3 Statut ambigu du plutonium . . . 14
1.3 Notions de neutronique, les RNR à l'aune des REP . . . 16
1.3.1 Calcul de criticité . . . 16
1.3.2 Calcul d'évolution . . . 22
1.4 Scénarios électronucléaires . . . 24
1.4.1 Définitions . . . 25
1.4.2 Présentation du code CLASS . . . 28
Conclusion du chapitre . . . 38

2 La simulation de RNR de type ASTRID **39**
Introduction du chapitre . . . 40
2.1 Outils de simulation . . . 41
2.1.1 Équation du transport . . . 41
2.1.2 Simulation Monte-Carlo statique . . . 41
2.1.3 Simulation Monte-Carlo en évolution . . . 43
2.2 Modélisation du cœur de type ASTRID . . . 45
2.2.1 Modélisation du cœur isogénérateur de plutonium . . . 45
2.2.2 Transformation du modèle en incinérateur de plutonium . . . 54
2.3 Étude du système de référence . . . 58
2.3.1 Simulations de référence . . . 58
2.3.2 Validation des principales hypothèses de modélisation . . . 64
2.3.3 Vérification d'observables liées à la sûreté . . . 73
2.4 Conséquences d'un changement de la composition du combustible . . . 81
2.4.1 Sélection de nouvelles compositions . . . 81
2.4.2 Impact sur l'évolution de la réactivité . . . 82
2.4.3 Impact sur le comportement du réacteur . . . 83
2.4.4 Impact sur l'effet de vidange . . . 84

2.4.5 Impact sur l'effet Doppler . . . 85
2.5 Génération de bases de données . . . 85
2.5.1 Calibration des paramètres de simulation . . . 86
2.5.2 Analyse des incertitudes statistiques . . . 87
2.5.3 Définition des bornes de la base et tirage des compositions . . . 90
2.5.4 Analyse des bases d'évolution . . . 92
Conclusion du chapitre . . . 98

3 La modélisation de RNR de type ASTRID dans le code CLASS 101
Introduction du chapitre . . . 102
3.1 État de l'art des modèles physiques de RNR . . . 103
3.1.1 Description des calculs d'évolution . . . 103
3.1.2 Bases de données associées . . . 105
3.1.3 Modèle de fabrication monozone . . . 107
3.1.4 Modèle d'irradiation monozone . . . 107
3.2 Gestion des cœurs hétérogènes . . . 108
3.3 Modèle de fabrication multizone . . . 109
3.3.1 Principe général . . . 109
3.3.2 Précision du prédicteur de coefficient multiplicateur . . . 113
3.3.3 Impact de la statistique de la base de génération . . . 114
3.3.4 Ce qu'il faut retenir sur le modèle de fabrication multizone . . . 115
3.4 Modèle d'irradiation multizone . . . 115
3.4.1 Principe général . . . 115
3.4.2 Précision des prédicteurs de section efficace moyenne par zone . . . 117
3.4.3 Précision du prédicteur de flux moyen par zone . . . 125
3.4.4 Précision globale du modèle d'irradiation multizone sur les inventaires par zone . . . 129
3.4.5 Précision globale du modèle d'irradiation multizone sur les inventaires à l'échelle du cœur . . . 134
3.5 Comparaison avec le modèle d'irradiation monozone . . . 139
3.6 Utilisation directe des réseaux de neurones . . . 141
3.6.1 Prédictions conjointes des P_z et du k_{eff} en début de cycle . . . 141
3.6.2 Analyse de sensibilités . . . 144
Conclusion du chapitre . . . 149

4 Les scénarios de transitions : vers un parc de RNR de type ASTRID 151
Introduction du chapitre . . . 152
4.1 Parcs mixtes REP/RNR isogénérateurs - Méthodologie d'analyse . . . 152
4.1.1 Cadre de l'étude . . . 153
4.1.2 Définition du plan d'expérience . . . 155
4.2 Analyse des résultats . . . 159
4.2.1 Impact de l'intégration des réacteurs de type ASTRID . . . 159
4.2.2 Parcs à l'équilibre . . . 185
4.3 Introduction de réacteurs RNR incinérateurs . . . 194
4.3.1 Parcs symbiotiques pour une stabilisation du plutonium en cycle . . . 194
4.3.2 Réduction de l'inventaire des transuraniens en cas de *phase out* après un parc 100% REP . . . 198
Conclusion du chapitre . . . 200

5 Des scénarios réalistes : application à un parc proche du cas français 203
Introduction du chapitre . . . 203
5.1 Scénario de référence proposé en 2015 . . . 204
5.2 Adaptation de la trame du scénario 2015 . . . 206
5.3 Définition du plan d'expérience . . . 209
5.4 Génération des inventaires initiaux . . . 212
5.5 Analyse des résultats . . . 217
5.5.1 Analyse des défauts de chargement des réacteurs . . . 217
5.5.2 Conséquence du déploiement anticipé de quelques unités . . . 218
Conclusion du chapitre . . . 222

Conclusion et perspectives 223

Bibliographie 238

Liste des figures 247

Liste des tableaux 252

Liste des acronymes

k_∞ Coefficient de multiplication infini des neutrons

k_{eff} Coefficient de multiplication effectif des neutrons

ADS *Accelerator Driven System*

AM Actinides Mineurs

ANDRA Agence Nationale pour la gestion des Déchets RAdioactifs

ASN Autorité de Sûreté Nucléaire

ASTRID *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*

BFGS *Broyden-Fletcher-Goldfarb-Shannon*

CANDU CANada Deutérium Uranium

CAPRA Consommation Accrue de Plutonium dans les réacteurs à neutrons RApides

CCNUCC Convention Cadre des Nations Unies sur le Changement Climatique

CEA Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives

CFV Cœur à Faible Vidange ou Cœur à Faible coefficient de Vidange

CLASS *Core Library for Advanced Scenario Simulation*

CNRS Centre National de la Recherche Scientifique

COP *Conference of Parties*

COSI COde de SImulation

DC Début de Cycle

DOE *Department of Energy* aux États-Unis

EDF Électricité De France

EFP Ensemble des Futurs Possibles

EPR *European Pressurized Reactor*, devenu *Evolutionary Power Reactor*

ESFR *European Sodium Fast Reactor*

FC Fin de Cycle

FIFO *First In First Out*

GFR *Gas Fast Reactors*

GIEC Groupe d'experts Intergouvernemental sur l'Évolution du Climat

GIF *Generation IV International Forum*, ou Forum International Génération *IV*

IAEA *International Atomic Energy Agency*

ICSBEP *International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*

IEA *International Energy Agency*

IPN Institut de Physique Nucléaire

IRSN Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire

JEFF *Joint Evaluated Fission and Fusion File*, bibliothèques de sections efficaces produites par une collaboration internationale sous les auspices de la *NEA*

KIT *Karlsruhe Institute of Technology*

LANL *Los Alamos National Laboratory*

LFR *Lead Fast Reactors*

LHS *Latin Hypercube Sampling*, ou échantillonnage par hypercube latin

LIFO *Last In First Out*

LN Laboratoire de Neutronique de l'IRSN

LPSC Laboratoire de Physique Subatomique & Cosmologie

MC Milieu de Cycle

MCNP *Monte Carlo N-Particle transport code*

MOX Combustible à base d'OXyde Mixte d'uranium et de plutonium

MOXEUS Combustible MOX sur Support d'Uranium Enrichi

MSR *Molten Salt Reactors*

MURE *MCNP Utility for Reactor Evolution*

NEA *Nuclear Energy Agency*

OECD *Organisation for Economic Co-operation and Development*

PMC *Multi-Layer Perceptron*, ou perceptron multicouche

PNGMDR Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs

PNL Protection Neutronique Latérale

PNS Protection Neutronique Supérieure

PPE Programmation Pluriannuelle de l'Énergie

REB Réacteur à Eau Bouillante

REP Réacteur à Eau Pressurisée

RNR Réacteur à Neutrons Rapides

RNR-Na Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au Sodium

RTE Réseau de Transport d'Électricité

SCWR *SuperCritical Water Reactors*

SE Scénarios Exploratoires

SFR *Sodium Fast Reactors*

SMURE *Serpent/MCNP Utility for Reactor Evolution*

SN Scénarios Normatifs

ST Scénario Tendanciel

TMVA *Toolkit for MultiVariate data Analysis*

TRU Transuranien

UNGG Uranium Naturel Graphite Gaz

UOX Combustible à base d'OXyde d'Uranium

URE Combustible à base d'oxyde d'Uranium Ré-Enrichi

V/HTR *Very High* ou *High Temperature Reactors*

Introduction

L'avenir de la filière nucléaire dans le mix électrique français est sujet à de nombreuses incertitudes. Son évolution est, en effet, indissociablement liée à des questions majeures, relatives à la limitation du réchauffement climatique et donc aux émissions de CO_2, à l'indépendance énergétique du pays et donc à d'éventuelles tensions sur l'approvisionnement en uranium, à la gestion des matières et des déchets radioactifs et enfin, au potentiel renouvellement des installations nucléaires existantes, qui arrivent au terme de la durée d'exploitation initialement prévue. Cette problématique est régulièrement discutée, par exemple dans le cadre de la Programmation Pluriannuelle de l'Énergie ou de débats nationaux dédiés à la gestion des matières et des déchets radioactifs, le dernier en date ayant lieu au cours de l'année 2019.

La stratégie d'évolution du parc électronucléaire français, dans les prochaines décennies, peine donc à être définie. Or, l'adoption d'une stratégie conditionne le statut de certaines matières radioactives, notamment celui du plutonium. En effet, en pariant sur un fort développement de l'énergie nucléaire au niveau mondial, après 2040, le plutonium est une matière stratégique pour faire face à une crise éventuelle de l'uranium. A l'inverse, si le nucléaire se développe peu, d'ici la fin du siècle, aucune tension sur la ressource n'est à prévoir, et le plutonium, très présent, devient l'élément le plus radiotoxique à gérer dans le cycle.

La stratégie de référence historique, en France, prévoit la transition du parc actuel, composé de Réacteurs à Eau Pressurisée (REP), vers un parc intégrant des Réacteurs à Neutrons Rapides refroidis au Sodium (RNR-Na) de IV^{e} génération. Le plutonium est donc aujourd'hui considéré comme une matière valorisable. En effet, les combustibles chargés dans les RNR-Na permettent de recycler plusieurs fois le plutonium présent dans les combustibles usés des REP, actuellement entreposés, ou des futurs RNR. Dans certaines conditions, ce multi-recyclage pourrait permettre de stabiliser les inventaires de plutonium en cycle, voire de potentiellement transmuter une partie des actinides mineurs produits en réacteur.

Sous couvert de cette stratégie historique, un grand nombre de recherches, menées par le CEA et ses partenaires industriels, ont permis la conception d'un démonstrateur technologique de RNR-Na de IV^{e} génération, ayant un Cœur à Faible coefficient de Vidange pour répondre aux nouvelles exigences de sûreté. Le calendrier, éminemment politique, arbitrant la construction effective du prototype *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration* (ASTRID) est sans cesse repoussé, mettant à mal la prévision du déploiement des RNR-Na dans le parc électronucléaire français au cours de la première moitié du siècle.

Par conséquent, dans l'hypothèse de l'abandon de cette stratégie historique, le statut du plutonium devrait être reconsidéré et cet élément pourrait devenir un déchet. Si tel est le cas, les inventaires en plutonium devraient alors, idéalement, être minimisés afin de limiter leur impact sur le stockages des déchets de haute activité à vie longue.

Dans un tel contexte, les études prospectives permettent de se projeter dans l'avenir en fonction des différents choix stratégiques envisagés, et d'identifier, même partiellement, les conséquences induites. Parmi celles-ci, les études interdisciplinaires de scénarios d'évolution de parcs électronucléaires, à l'aide d'outils dédiés à la simulation dynamique du cycle du

combustible, ont pris toute leur importance. Ces outils permettent de calculer l'évolution temporelle des inventaires et des flux de matières dans toutes les installations du cycle en s'appuyant sur des bases de physique des réacteurs nucléaires et du cycle du combustible.

C'est dans ce cadre que s'inscrit ce travail de thèse qui s'intéresse aux potentialités du déploiement de réacteurs de type ASTRID dans des parcs composés de REP, pour gérer dynamiquement le plutonium et, dans une moindre mesure, les actinides mineurs. Cet exercice repose sur l'analyse d'une myriade de simulations de scénarios de transitions électronucléaires, réalisés avec le code *Core Library for Advanced Scenario Simulation* (CLASS), développé par le CNRS, en collaboration avec l'IRSN. Ainsi, la problématique inhérente à cette étude est de pouvoir modéliser, dans le code CLASS, le réacteur de type ASTRID de façon simplifiée en conservant une précision raisonnable, dans le but de simuler rapidement son fonctionnement et ses interactions avec le cycle. L'étude neutronique précise du réacteur au cours de l'irradiation, en amont de sa modélisation, pour quantifier les incertitudes et les biais associés, est indispensable. Les analyses de scénarios présentées, dans ce travail de thèse, sont limitées à l'étude des bilans de matières, de plutonium et d'actinides mineurs, dans chacune des installations des parcs simulés. Elles ne considèrent ni la faisabilité, ni la pertinence des stratégies en terme de radioprotection, chimie du retraitement, procédés de fabrication des combustibles et viabilité économique.

Ainsi, le chapitre 1 introduit le contexte dans lequel s'inscrit ce travail de thèse et définit les concepts clés relatifs à la thématique des scénarios électronucléaires.

Le chapitre 2 présente la modélisation détaillée de deux configurations du réacteur de type ASTRID, un réacteur isogénérateur et un réacteur incinérateur de plutonium. L'étude neutronique de ces systèmes est menée afin de valider les hypothèses de modélisation, vérifier certains coefficients de sûreté associés et quantifier l'effet de la variation des compositions des combustibles neufs sur le fonctionnement de ces réacteurs. Ce deuxième chapitre met en évidence le besoin de développer des modèles physiques complexes dédiés, pour pouvoir reproduire le fonctionnement des réacteurs de type ASTRID dans le code CLASS.

Puis, le chapitre 3 propose une modélisation simplifiée des deux configurations d'intérêt, reposant sur des modèles physiques, implémentés dans le code CLASS. Ces modèles simulent, en particulier, la fabrication de combustibles adaptés en fonction de l'isotopie des matières disponibles et leur irradiation en réacteur. La particularité des développements effectués pour cette thèse est le maintien de l'hétérogénéité du réacteur tout au long des simulations ainsi que des interactions entre les différentes zones du cœur des RNR-Na. Les performances des modèles et des interpolateurs multidimensionnels et non linéaires qu'ils utilisent sont évaluées.

Ensuite, le chapitre 4 met alors en œuvre l'analyse de milliers de scénarios de transition de parcs, composés, au départ, exclusivement de REP, vers des parcs mixtes intégrant des RNR-Na isogénérateurs ou incinérateurs de plutonium, simulés avec les modèles simplifiés présentés dans le chapitre 2. Ces simulations du cycle étudient l'impact des différentes options de recyclage du plutonium, d'une part, sur le plutonium en cycle, et, d'autre part, sur les inventaires totaux de plutonium et d'actinides mineurs. Ce chapitre détaille l'impact de l'intégration de réacteurs de type ASTRID sur les bilans de matières disponibles pour les autres réacteurs, ainsi que les conséquences des flux de recyclage du plutonium sur les propriétés des RNR-Na.

Enfin, le chapitre 5 affine la trame des scénarios académiques analysés dans le chapitre 4, pour s'intéresser à des scénarios de transition s'approchant du scénario de référence proposé dans le cadre du Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs. Les possibles tensions sur la disponibilité du plutonium sont finalement identifiées et analysées.

Chapitre 1

Le contexte de l'étude

Sommaire

Introduction du chapitre . . . 4

1.1 Place du nucléaire, des échelles imbriquées . . . **4**

1.1.1 Production d'énergie dans le monde . . . 4

1.1.2 Production d'énergie en France . . . 6

1.2 Gestion du plutonium . . . **8**

1.2.1 Cycle du combustible français actuel . . . 8

1.2.2 Concepts de réacteurs de IV^{e} génération . . . 10

1.2.2.1 Forum International Génération IV . . . 11

1.2.2.2 Focus sur le démonstrateur ASTRID . . . 12

1.2.3 Statut ambigu du plutonium . . . 14

1.3 Notions de neutronique, les RNR à l'aune des REP . . . **16**

1.3.1 Calcul de criticité . . . 16

1.3.1.1 Interactions neutron-matière . . . 16

1.3.1.2 Spectres neutroniques . . . 19

1.3.1.3 Bilans neutroniques . . . 20

1.3.1.4 Régénération du plutonium . . . 21

1.3.2 Calcul d'évolution . . . 22

1.3.2.1 Évolution des inventaires de matière . . . 22

1.3.2.2 Évolution de la réactivité . . . 23

1.4 Scénarios électronucléaires . . . **24**

1.4.1 Définitions . . . 25

1.4.2 Présentation du code CLASS . . . 28

1.4.2.1 Modélisation des réacteurs . . . 30

1.4.2.2 Méthode de l'hypercube latin . . . 34

1.4.2.3 Fonctionnement général des réseaux de neurones . . . 34

Conclusion du chapitre . . . **38**

Introduction du chapitre

Ce chapitre 1 présente quelques éléments de contexte, théoriques et linguistiques, nécessaires pour comprendre ces travaux de thèse.

La première partie positionne le nucléaire vis-à-vis des différents types de production d'énergie, d'une part, et d'électricité, d'autre part, à la fois à l'échelle internationale et française. La seconde partie cherche ensuite à décrire les mécanismes de gestion du plutonium mis en place en France actuellement et ceux envisagés pour le futur. Ensuite, les principales notions de neutronique utiles pour la compréhension des chapitres suivant sont définies. Enfin, la quatrième partie présente la thématique des scénarios d'évolution de parcs électronucléaires dans son ensemble, puis se concentre sur la description de l'outil de simulation dynamique du cycle du combustible *Core Library for Advanced Scenario Simulation* (CLASS) qui est le code utilisé dans le cadre de ce travail.

1.1 Place du nucléaire, des échelles imbriquées

Cette première partie donne un aperçu du positionnement de l'énergie nucléaire à l'échelle internationale et à l'échelle de la France, et propose quelques éléments du cadre social et politique actuel liant les stratégies de production d'énergie et les défis climatiques.

1.1.1 Production d'énergie dans le monde

Dans un contexte d'accroissement démographique global, de développement économique de certains territoires et de croissance économique mondiale, la demande énergétique et la consommation d'énergie sont en constante augmentation ces dernières décennies.

Mix énergétique

La consommation mondiale d'énergie primaire a plus que doublé au cours des quarante dernières années [1]. L'Asie, et en particulier la Chine, est principalement aujourd'hui à l'origine de cette hausse. Les énergies reposant sur des ressources fossiles, et notamment le pétrole, sont les ressources majoritairement utilisées dans le monde pour satisfaire la demande en énergie. Elles représentent, en 2017, 85,5% du mix énergétique mondial, avec 34,2% pour le pétrole, comme l'illustre la figure (1.1) issue d'un article disponible sur le site Connaissance des Énergies [2] portant sur le rapport *Statistical Review of World Energy* paru en 2018 [3]. Entre 1971 et 2017, la part du nucléaire dans le mix est passée de 1,6% à environ 4,5%. Cette proportion est relativement stable ces dernières années.

Les scénarios mondiaux étudiés par l'*International Energy Agency* (IEA) montrent qu'une modification profonde des modes de production et de consommation est nécessaire pour réaliser une transition énergétique vers un mix décarbonné et permettre ainsi la lutte contre le changement climatique. Ainsi, le recours à l'énergie électrique pour les besoins de mobilité et de chaleur devrait fortement augmenter dans les prochaines années, comme le montre le résumé, pour les décideurs politiques, du rapport 2018 *World Energy Outlook* [4].

Mix électrique

En 2015, l'électricité représente environ 18,5% de la consommation finale d'énergie utilisée par l'homme dans le monde [1]. En considérant le mix électrique mondial, la répartition des sources de production est légèrement différente de celle du mix énergétique. Le charbon, ressource encore abondante, domine la production d'électricité, avec une part de l'ordre de 38%

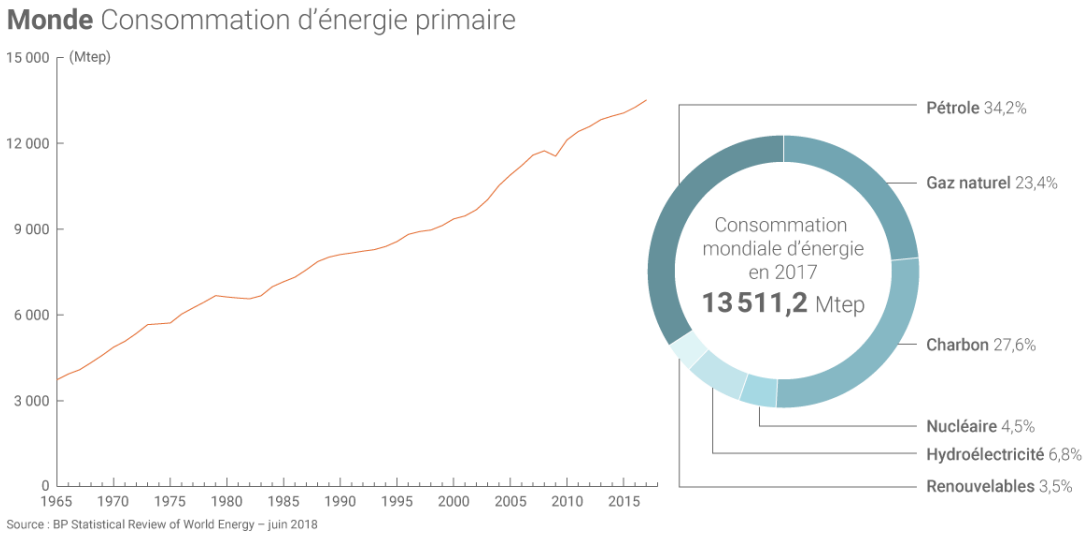


FIGURE 1.1 – Évolution et répartition de la consommation d'énergie primaire dans le monde en 2017, graphiques issus du site Connaissance des Énergies [2]

en 2017, comme le montre le graphique (1.2) issu d'un article paru sur le site Connaissance des Énergies [5] à propos du rapport 2018 de l'IEA *World Energy Balances* [6]. Les énergies faiblement émettrices de CO_2 n'égalent pas tout à fait la production d'électricité liée au charbon, même si la part des renouvelables a fait un bond ces dernières années. Le renouvelable intègre principalement ici l'hydraulique, la biomasse, l'éolien et le solaire. L'énergie nucléaire, l'une des énergies faiblement émettrices de CO_2, représente 10% de la production d'électricité en 2017. Pour produire cette énergie en 2017, 454 réacteurs nucléaires en fonctionnement étaient répartis dans 31 pays [7], dont plus de 60% étaient de type Réacteur à Eau Pressurisée (REP). Les États-Unis, la France et la Chine sont les trois principaux contributeurs à la production d'électricité d'origine nucléaire. Ce paysage nucléaire pourrait cependant être amené à de grandes modifications ; en effet, certains pays, notamment en Europe, envisagent de sortir du nucléaire tandis que d'autres semblent miser sur cette source d'énergie, comme par exemple la Chine ou encore l'Inde.

Enjeu climatique

Cependant, pour freiner le processus du réchauffement climatique, à l'échelle internationale, une volonté de diminution des rejets de gaz à effet de serre, et donc du CO_2, est affichée. Pour ne citer qu'elle, l'édition 2015 de la *Conference of Parties* (COP21), conférence internationale sur le climat réunissant annuellement les pays signataires de la Convention Cadre des Nations Unies sur le Changement Climatique (CCNUCC), organisée en France, a donné lieu à l'*Accord de Paris*. Cet accord ambitieux engage tous les signataires dans le monde à réduire leurs émissions de gaz à effet de serre, afin de maintenir l'augmentation de la température globale en dessous de 2°C par rapport à l'époque pré-industrielle d'ici à 2100. Pour respecter ces objectifs, une transition de la production d'énergie actuelle vers des sources faiblement émettrices de gaz à effet de serre est nécessaire. Dans les faits, stables ces trois dernières années, les émissions mondiales de CO_2, liées à la consommation d'énergie, connaissent une hausse de l'ordre de 1,6% en 2017 [2].

Ainsi, le respect des objectifs fixés, notamment par la COP21, pour limiter le réchauffement

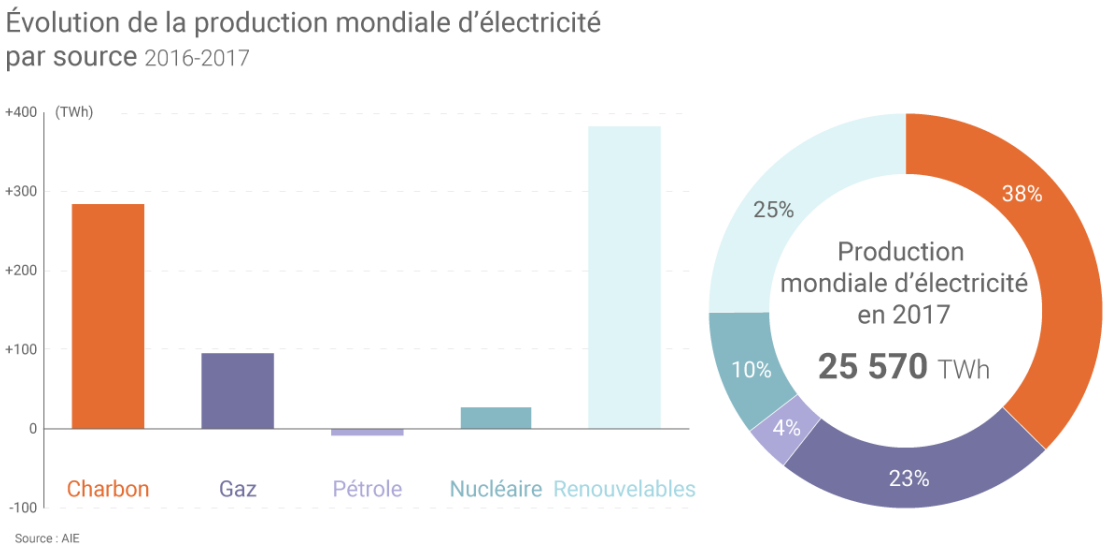


FIGURE 1.2 – Évolution et répartition de la production d'électricité dans le monde, graphiques issus du site Connaissance des Énergies [5]

climatique tout en permettant la réduction des fortes inégalités d'accès à l'énergie existantes et le maintien des conditions de vie de certains territoires, semble pour l'heure compromise.

Ce constat met en évidence le besoin de mettre en place à l'échelle mondiale et à l'échelle étatique des stratégies, à plus ou moins long terme, d'évolution du mix énergétique reposant sur l'étude de différents scénarios énergétiques. Le Groupe d'experts Intergouvernemental sur l'Évolution du Climat (GIEC), *IPPC* en anglais, est un organisme regroupant 195 pays membres qui étudie l'impact de l'activité humaine sur les changements climatiques. Cet organisme a ainsi présenté à la COP21 un scénario qui permettrait de répondre "probablement" à l'enjeu ratifié. Pour cela les émissions mondiales de l'ensemble des gaz à effet de serre doivent diminuer de 41% à 72% par rapport au niveau de 2010 d'ici 2050, puis tendre vers zéro lors de la seconde moitié du siècle [8]. Cependant, trouver un mix énergétique parfait et universel est utopique. La transition mondiale doit ensuite se décliner dans chaque pays en fonction de nombreux facteurs : son climat, ses ressources propres, son avancement technologique, sa stabilité politique, *etc.*

1.1.2 Production d'énergie en France

Mix énergétique

Le mix énergétique français diffère par plusieurs aspects du panorama mondial présenté dans la section précédente. En France métropolitaine la consommation d'énergie primaire est dominée par le nucléaire et le pétrole. Ainsi, en 2017, 40,2% de la consommation d'énergie primaire vient de l'énergie nucléaire, 29,0% du pétrole, 15,8% du gaz, 10,6% des énergies renouvelables, 3,8% du charbon et 0,7% des déchets non renouvelables [1].

Mix électrique

En 2015, l'électricité représente 22,9% de la consommation finale d'énergie [9]. En se concentrant sur l'énergie électrique, la part du nucléaire représente plus de 70% de la production d'électricité et domine largement les autres sources d'énergie. La figure (1.3), issue

d'un article du site Connaissance des Énergies [10] à partir de données fournies par Réseau de Transport d'Électricité (RTE), illustre cette répartition en 2016, répartition qui a peu évolué ces dernières années.

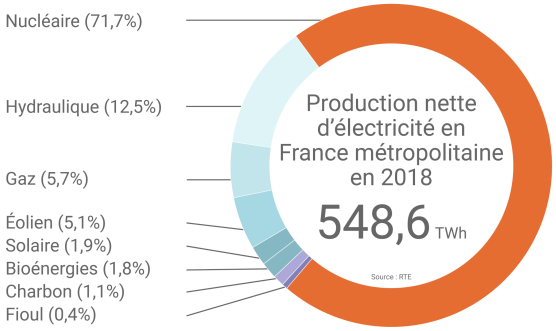


FIGURE 1.3 – Répartition de la production d'électricité en France, graphique issu du site Connaissance des Énergies [10]

Pour fournir plus de 70% de l'électricité, la France compte 58 réacteurs de type REP, dits de "II^{e} génération", seule technologie de réacteur opérée depuis la fermeture du réacteur gaz et eau lourde de Brennilis en 1985, l'arrêt de la filière Uranium Naturel Graphite Gaz (UNGG) en 1994 et de Superphénix, réacteur de type Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au Sodium (RNR-Na), fermé en 1997. Ces 58 réacteurs sont répartis sur 19 sites et ont été construits entre 1977 et 1999. Parmi eux, il y a 34 REP de puissance 900 MW_e, 20 de 1300 MW_e et 4 de 1450 MW_e. La puissance installée totale est donc de l'ordre de 63 GW_e. Par ailleurs, un réacteur de 1650 MW_e est en construction à Flamanville depuis 2007. Ce dernier est un réacteur à eau pressurisée dit de "III^{e} génération" de type EPR, signifiant initialement *European Pressurized Reactor*, devenu *Evolutionary Power Reactor*.

Suite à un débat national sur la transition énergétique lancé en 2012, la loi de transition énergétique pour la croissance verte a été adoptée en 2015. Cette loi prévoit notamment la diminution des émissions de gaz à effet de serre de 40% avant 2030 en accord avec les engagements pris lors de la COP21, une réduction de la consommation d'énergie finale et de la consommation d'énergies primaires fossiles, l'augmentation de la part du renouvelable dans la consommation finale d'énergie et la production d'électricité, le plafonnement de la puissance installée du parc nucléaire à 63,2 GW_e et la réduction de la part du nucléaire dans le mix électrique français d'environ 70% à environ 50% d'ici 2025. Cependant, comme à l'échelle internationale, en France, en 2017, les émissions de CO_2 liées à la combustion d'énergie qui se réduisaient depuis les années 2000, sont en hausses [1].

En 2018, la seconde Programmation Pluriannuelle de l'Énergie (PPE), couvrant la période 2019-2028 [11] a précisé les échéances définies par la loi de 2015. La PPE est un outil de pilotage de la politique énergétique des pouvoirs publics pour atteindre, en 2028, les objectifs de la loi de 2015. L'objectif de réduction de la part de la production d'énergie nucléaire à 50% est annoncé pour 2035, et un calendrier prévisionnel des fermetures de réacteurs associées à cette diminution est défini. Cette feuille de route met donc en place une stratégie "de référence" pour l'évolution du parc électronucléaire français. Par ailleurs, en 2018, un nouveau débat national sur la transition énergétique a été lancé ; une nouvelle loi énergie-climat devrait être présentée prochainement par le gouvernement.

Place du nucléaire en débat

La période actuelle est donc une période de redéfinition et de réorganisation des mix énergétique et électrique français. Bien qu'ayant une place prépondérante en France pour la production d'électricité, le nucléaire cristallise les discussions sur l'énergie. Sa position équivoque induit une remise en question fréquente de son statut dans l'avenir énergétique français : urgence climatique, risques engendrés potentiellement considérables et problématique de la gestion des déchets sur le très long terme collisionnent.

Ainsi, l'ensemble des lois, décrets, et débats publics relatifs à la transition énergétique donne toute son importance à l'étude et à la proposition de scénarios énergétiques d'une part, et d'évolutions du parc électronucléaire d'autre part. Différents acteurs du domaine de l'énergie, gouvernementaux ou non, présentent des trajectoires d'évolution qui peuvent être fortement opposées : allant, par exemple, jusqu'à une sortie complète du nucléaire d'ici 2050 pour valoriser les productions d'énergie renouvelable, une proposition faite par l'association négaWatt en 2017 [12] ; ou encore proposant une part du nucléaire majoritaire mais inférieure à 60% au-delà de 2030, scénario *Volt* proposé par RTE en 2017 [13].

1.2 Gestion du plutonium

Quelle que soit la part du nucléaire dans le mix électrique, les cycles actuels contiennent du plutonium. Cette deuxième partie présente la problématique liée à la gestion du plutonium en France : matière valorisable actuellement utilisée en deçà de son potentiel énergétique et dont le recyclage dans certains réacteurs de IV^{e} génération pourrait permettre la fermeture du cycle du combustible français.

1.2.1 Cycle du combustible français actuel

Le cycle du combustible correspond à l'ensemble des étapes industrielles à suivre pour produire de l'énergie nucléaire : c'est-à-dire de l'extraction de minerai d'uranium ou de thorium jusqu'au stockage définitif en passant par l'irradiation du combustible en réacteur. Il est représenté schématiquement sur la figure (1.4), tirée du rapport 2019 de la Cours des Comptes sur les coûts relatifs au retraitement et au recyclage dans la filière nucléaire [14].

Principe de fonctionnement des REP

Aujourd'hui, tous les réacteurs de puissance opérés en France sont des REP. Succinctement, ces réacteurs thermiques se composent de trois circuits d'eau imbriqués. L'eau du tertiaire est reliée à une source froide, *i.e.* une rivière, la mer ou une tour aéroréfrigérante. La source froide refroidit et liquéfie le circuit secondaire. Le secondaire contient à la fois de l'eau liquide et de l'eau sous forme de vapeur. C'est cette vapeur qui met en mouvement la turbine pour transformer de l'énergie thermique en énergie mécanique puis en électricité. La vaporisation du secondaire dans les générateurs de vapeur a lieu au contact du circuit primaire, ce changement de phase refroidit le primaire. L'eau du primaire, maintenue sous pression à 155 bars [15] grâce au pressuriseur, est chauffée principalement par les réactions nucléaires de fission, exothermiques, ayant lieu dans le cœur du réacteur. L'eau du primaire joue donc le rôle de caloporteur et sa température varie entre 285°C et 325°C environ [15]. Les fissions, qui sont l'origine de la source d'énergie, ont lieu dans les crayons combustibles insérés par assemblages dans le cœur. Les combustibles neufs contiennent en effet des noyaux lourds fissiles et des noyaux lourds fertiles, *i.e.* devenant fissiles par absorption d'un neutron puis décroissance β. Nous rappelons dans la partie (1.3) que les neutrons émis lors de la fission

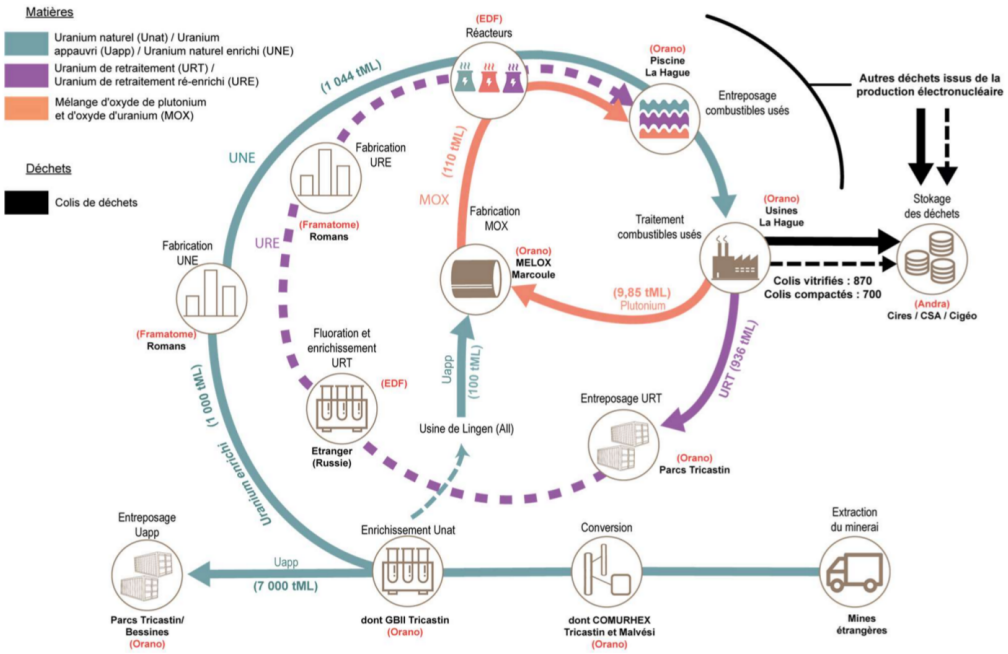


FIGURE 1.4 – Représentation schématique du cycle du combustible français, flux normalisés en tonnes/an pour le parc français en 2017, les flèches en pointillés correspondent à des étapes non-opérationnelles en 2017, illustration issue du rapport de la Cour des Comptes paru en 2019 [14]

doivent être ralentis jusqu'aux énergies thermiques, *i.e.* autour de 0,025 eV, pour assurer la criticité dans les REP. L'eau du primaire joue donc aussi le rôle de modérateur de neutrons. Du fait de l'énergie des neutrons, les REP sont appelés "réacteurs thermiques".

Actuellement, en France, les REP sont des réacteurs dits de II^{e} génération. Ils produisent 900 MW_e, 1300 MW_e ou 1450 MW_e et deux types de combustibles sont utilisés : le Combustible à base d'OXyde d'Uranium (UOX) et le Combustible à base d'OXyde Mixte d'uranium et de plutonium (MOX).

Combustible UOX

Le combustible UOX contient de l'UO_2. Les principaux isotopes présents sont l'uranium 235 et l'uranium 238, l'^{235}U étant fissile et l'^{238}U fertile. Rappelons que la proportion d'^{235}U dans l'uranium naturel est très faible, de 0,719% alors que la proportion d'^{238}U est de 99,275%. Les neutrons des REP étant modérés par l'hydrogène qui absorbe les neutrons, les combustibles UOX doivent alors contenir de l'uranium enrichi en ^{235}U, usuellement entre 3% et 5% [15]. Cet enrichissement implique en parallèle la production d'uranium appauvri. En fonctionnement, les captures sur l'uranium 238 génèrent la formation de plutonium. La composition des combustibles évolue donc au cours de l'irradiation et cette évolution dépend de la durée et de la puissance d'irradiation. En fin d'irradiation, le plutonium est présent à environ 1% dans les combustibles UOX usés, les actinides mineurs, *i.e.* les isotopes de neptunium, d'américium et de curium, sont présents à environ 0,1%. Or, le plutonium 239 et le plutonium 241 sont eux-mêmes fissiles et participent à la production de neutrons et d'énergie contrairement aux autres isotopes, le plutonium 238, 240 et 242 étant fertiles.

Combustible MOX

Le combustible MOX est fabriqué en retraitant les combustibles UOX usés afin de valoriser le plutonium qu'ils contiennent. Le combustible MOX se compose donc de PuO_2 inséré dans une matrice d'uranium appauvri issu de la fabrication des combustibles UOX, *i.e.* de l'UO_2 contenant environ 0,2% d'uranium 235. Cette phase de retraitement implique en parallèle l'obtention d'uranium de retraitement, actuellement entreposé, qui, s'il est enrichi, peut être utilisé comme Combustible à base d'oxyde d'Uranium Ré-Enrichi (URE). La fabrication de combustibles URE a été testée quelques années en France.

La teneur en plutonium MOX représente la masse de plutonium par rapport à la masse d'uranium et de plutonium. Les assemblages de combustibles sont tri-zonés ; la teneur des crayons varie usuellement entre 2% et 6% [15]. Mis en place en France dans les années 90 à 2000, le combustible MOX est utilisé dans une vingtaine de REP de 900 MW_e. L'utilisation de ce combustible permet le mono-recyclage du plutonium en REP. Il est usuellement chargé dans environ 30% des assemblages du cœur. Les REP-MOX sont qualifiés d'hétérogènes du fait de la présence de deux types de combustibles différents dans le cœur du réacteur : des combustibles UOX et des combustibles MOX. Après irradiation, les combustibles MOX usés sont entreposés dans l'attente d'une potentielle utilisation future du plutonium.

Amont du cycle

L'amont du cycle du combustible englobe l'ensemble des étapes qui précèdent le chargement des combustibles UOX neufs dans les REP. Les étapes suivantes s'enchaînent : l'extraction du minerai, la purification et la concentration de l'uranium sous forme de *yellow cake*, la conversion du concentré solide en hexafluorure d'uranium gazeux, l'enrichissement par ultracentrifugation et enfin la fabrication de poudre d'oxyde d'uranium puis de pastilles mises bout à bout dans les crayons de combustible.

Aval du cycle

L'aval du cycle du combustible regroupe les étapes qui suivent le déchargement des combustibles UOX usés des REP, une fois le taux de combustion souhaité atteint, *i.e.* après 4 ans d'irradiation environ. En premier lieu se trouvent les piscines de refroidissement, ou entreposage sous eau, qui permettent la décroissance de la radioactivité et de la chaleur émise par les combustibles usés pour permettre leur transport. Il y a ensuite le retraitement des combustibles UOX usés pour la fabrication du combustible MOX qui se décompose en une phase de séparation des éléments : matières radioactives valorisées d'une part et déchets ultimes d'autre part. Puis, en fonction des matières, il y a une phase de recyclage des matières valorisées ou de conditionnement par vitrification sous forme de colis des déchets ultimes. Actuellement, les produits de fission et les actinides mineurs sont vitrifiés. Enfin, l'aval du cycle concerne aussi l'entreposage à sec et le stockage de tous les déchets produits au cours des différentes étapes du cycle du combustible.

Le cycle du combustible actuel, qui vient succinctement d'être présenté, intègre des REP de II^e génération. Ce cycle ne devrait pas être modifié lors de la mise en service de l'EPR de III^e génération. Les cycles du futur envisagés dans ce travail considèrent le déploiement de réacteurs de IV^e génération, présenté dans la section suivante.

1.2.2 Concepts de réacteurs de IV^e génération

La notion de génération de réacteurs est née en 2001 lors du *Generation IV International Forum*, ou Forum International Génération *IV* (GIF). Le classement des réacteurs est prin-

cipalement fait en fonction de leur année de construction. Ainsi, avant 1970 environ, selon cette classification, les réacteurs mis en service correspondent à la I^{e} génération. En France, ce sont les réacteurs de la filière UNGG. La II^{e} génération correspond aux réacteurs fonctionnant actuellement, c'est-à-dire construits entre 1970 et 2000. Ce sont principalement des réacteurs thermiques de type REP, comme c'est le cas en France, ou Réacteur à Eau Bouillante (REB), ou encore des réacteurs à eau lourde comme le CANada Deutérium Uranium (CANDU). La III^{e} génération de réacteurs, appelés "réacteurs avancés", est dérivée de la II^{e} génération, notamment en prenant en compte des critères de sûreté plus importants. Mise en place après les années 2000, elle correspond par exemple en France à l'EPR. Enfin, les réacteurs de IV^{e} génération correspondent aux réacteurs du futur. Le GIF a ainsi défini six filières de réacteurs rentrant dans cette dernière catégorie.

1.2.2.1 Forum International Génération IV

Le GIF, regroupant 13 pays dont la France, est créé en 2000 sur l'initiative du *Department of Energy* aux États-Unis (DOE). Son objectif est de répertorier les concepts de réacteurs du futur étudiés dans le monde afin de déterminer les technologies les plus prometteuses suivant un certain nombre de critères et de mettre en évidence des besoins de recherche et développement supplémentaires pour chacun d'eux. Les critères retenus, d'après deux rapports de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) [16][17], sont :

. "une meilleure utilisation des ressources en uranium", *i.e.* des réacteurs plus économes en uranium naturel,

. "une réduction des déchets radioactifs, notamment ceux de haute activité à vie longue", *i.e.* des réacteurs produisant moins de déchets,

. "une amélioration de la sûreté", *i.e.* des réacteurs plus sûrs et fiables en comparaison avec les générations précédentes,

. "une compétitivité économique", *i.e.* des réacteurs économiquement viables,

. "une protection renforcée contre les actions de malveillance et les possibilités de détournement ou de vol de matières nucléaires", *i.e.* des réacteurs plus résistants aux agressions externes et aux risques de prolifération.

Parmi plus d'une centaine de systèmes proposés, six filières de réacteurs, à haut potentiel, ont été sélectionnées par le GIF :

. les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, c'est-à-dire les RNR-Na, (*Sodium Fast Reactors* – SFR),

. les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (*Gas Fast Reactors* – GFR),

. les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb (*Lead Fast Reactors* – LFR),

. les réacteurs à sels fondus (*Molten Salt Reactors* – MSR),

. les réacteurs à (très) hautes températures (*Very High or High Temperature Reactors* – V/HTR),

. les réacteurs à eau supercritique (*SuperCritical Water Reactors* – SCWR).

A l'époque de ce forum, la France prévoit le démarrage d'un prototype de réacteur de

IV^{e} génération à l'horizon 2020. Le Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives (CEA) et ses partenaires industriels, fort du retour d'expérience sur cette technologie, ont développé le démonstrateur ASTRID pour *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*, un RNR-Na. Le projet de construction du démonstrateur a été suspendu en 2019.

1.2.2.2 Focus sur le démonstrateur ASTRID

ASTRID est un démonstrateur technologique pour la IV^{e} génération de réacteurs nucléaires de type RNR-Na. La conception d'ASTRID est lancée en 2010, portée par le CEA et ses partenaires industriels. Le cahier des charges associé au développement du prototype répond aux critères formalisés dans le cadre du GIF. Au départ envisagée pour l'horizon 2020 [18], notamment grâce aux retours d'expérience accumulés sur la filière des RNR-Na, sa construction n'est aujourd'hui plus envisagée avant l'horizon 2070 [19].

ASTRID n'est pas considéré par ses concepteurs comme un réacteur de taille industrielle et n'a pas de vocation commerciale, bien que le raccordement au réseau ait été initialement prévu. Ce prototype doit démontrer la faisabilité d'un certain nombre d'options techniques associées à cette nouvelle conception de RNR-Na et permettre l'extrapolation de ces analyses à un réacteur de production électrique d'environ 1500 MW_e [20]. Sa conception initiale prévoyait une puissance de 600 MW_e. Dernièrement, le coût du projet ASTRID a conduit à une révision de la configuration envisagée, avec une puissance abaissée à 150 MW_e [21].

ASTRID : un RNR-Na de IV^{e} génération

Les RNR-Na sont des réacteurs dits "rapides" car il n'y a pas ou peu de ralentissement des neutrons émis après la fission, contrairement aux REP. Ils fonctionnent donc dans le domaine des énergies rapides, *i.e.* entre 1 keV et 1 MeV environ. Le combustible peut aussi bien être de l'uranium enrichi que du MOX dont le plutonium est issu des combustibles UOX usés ou des combustibles MOX usés, c'est-à-dire dont l'isotopie est plus ou moins dégradée. Grâce au multi-recyclage du plutonium, les RNR-Na ne consomment que de l'uranium appauvri issu de la fabrication des combustibles REP neufs. La consommation est de l'ordre de 1 tonne par réacteur d'1 GW_e et par an à comparer avec les 315 000 tonnes disponibles en France en 2017 d'après l'inventaire national publié par l'Agence Nationale pour la gestion des Déchets RAdioactifs (ANDRA) en 2019 [22]. Enfin, les RNR peuvent être conçus pour être incinérateurs, isogénérateurs ou surgénérateurs de plutonium. Cela signifie qu'ils peuvent, suivant leurs configurations et la composition du combustible chargé, générer, brûler ou laisser invariante la quantité de plutonium entre le chargement et le déchargement du réacteur. Potentiellement, c'est un moyen d'adapter les quantités de plutonium en cycle par rapport au contexte politique et énergétique.

ASTRID : un cœur hétérogène pour un coefficient de vidange négatif

Dans ce travail de thèse, c'est la première version du réacteur ASTRID isogénérateur de plutonium, de puissance 600 MW_e et de caloporteur le sodium liquide, CFV-V1, qui est principalement étudiée. CFV signifie ici Cœur à Faible Vidange ou Cœur à Faible coefficient de Vidange. Cette observable est l'un des éléments principaux différenciant ASTRID des autres concepts de RNR-Na de puissance équivalente. La phase de conception du prototype demande de prendre en compte le risque de perte de caloporteur, c'est-à-dire ici de la vidange totale ou partielle du sodium. Dans les réacteurs rapides de grande taille, comme Superphénix, une vidange du sodium peut entraîner une augmentation de la réactivité du cœur.

Le lexique de l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) définit la réactivité comme étant "une grandeur permettant de mesurer l'écart d'un cœur par rapport à la criticité", cette dernière étant l'état du système dans lequel les pertes de neutrons, par capture par exemple, compensent exactement les créations de neutrons par fission. La perte du sodium entraîne deux effets antagonistes sur la réactivité : d'une part l'augmentation des fuites de neutrons hors du cœur et d'autre part la diminution des captures des neutrons dans le sodium.

L'objectif dans la conception du démonstrateur ASTRID est de construire un cœur dont la réactivité diminue en cas de disparition du sodium en favorisant la fuite des neutrons hors du cœur, *i.e.* de maintenir un coefficient de vidange faible, si possible négatif, et donc améliorer la sûreté du réacteur. Le coefficient de vidange permet de quantifier la variation de réactivité induite par une variation de la densité du caloporteur.

Les fluides caloporteurs subissent une diminution de leur densité lors d'une élévation de température du fait de la dilatation thermique, un coefficient de vidange négatif permet alors une contre-réaction négative dans le contrôle de la température du cœur du réacteur. Les réacteurs à neutrons rapides de grande taille sont réputés pour avoir des coefficients de vidange positifs voir très largement positifs. Pour réduire ce coefficient, les réacteurs de type ASTRID ont une géométrie complexe. La figure (1.5) montre une représentation schématique du cœur actif du démonstrateur ASTRID dans sa configuration de référence, c'est-à-dire dans sa configuration isogénératrice de plutonium.

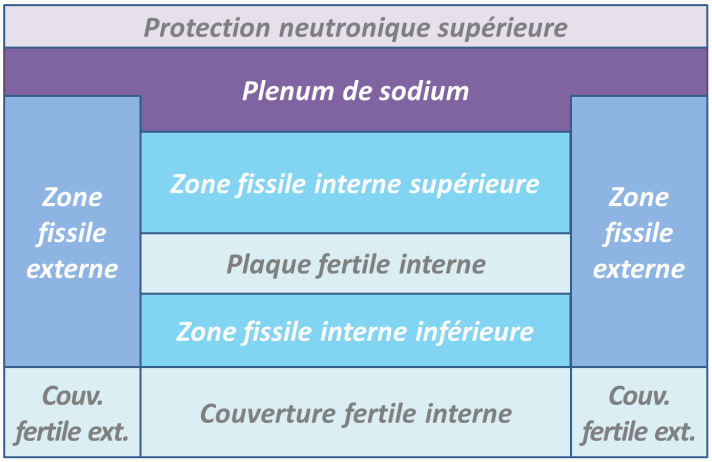


FIGURE 1.5 – Représentation schématique du cœur actif du démonstrateur ASTRID dans sa configuration isogénératrice de plutonium

Cette figure met en évidence la présence de six zones combustibles différentes : trois zones fertiles et trois zones fissiles. Cette conception est fortement hétérogène axialement et radialement. Par ailleurs, au-dessus du cœur actif, se trouve un plenum de sodium et une protection neutronique supérieure absorbante. Ces choix de conception permettent de tendre vers une contre-réaction nulle voire négative en cas de variation de la densité du sodium liquide [23]. Il est alors considéré comme un réacteur à faible effet de vidange.

Le réacteur de type ASTRID modélisé dans ce travail de thèse est présenté en détail dans le chapitre 2, notamment dans la partie (2.2), le calcul des coefficients de vidange associés à cette modélisation est présenté dans la sous-section (2.3.3).

L'étude du déploiement de réacteurs ASTRID dans des parcs composés de REP et des

cycles du futur associés pose immanquablement la question du statut du plutonium, présentée dans la section suivante.

1.2.3 Statut ambigu du plutonium

La question de la gestion du plutonium dans le cycle du combustible est centrale aujourd'hui pour définir l'évolution du parc électronucléaire français [24] et cette section donne quelques clefs de réflexion sur ce sujet.

En France, la loi du 28 juin 2006 précise le cadre législatif de la gestion des matières et des déchets radioactifs, complétant la loi du 30 décembre 1991 dite loi "Bataille". Cette loi de 2006 définit un certain nombre d'obligations relatives à la gestion des matières radioactives et prévoit l'élaboration, tous les trois ans, d'un Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs (PNGMDR). Ce PNGMDR doit dresser, entre autres, un bilan des recherches effectuées sur cette problématique et présenter les perspectives envisagées pour le futur du parc électronucléaire français. La loi de 2006 définit aussi la notion de déchet radioactif comme étant "des substances radioactives pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue ou envisagée" [25].

Aujourd'hui, le plutonium est considéré comme une matière valorisable à fort potentiel énergétique, il est mono-recyclé en REP et entreposé dans les combustibles usés. Ce mono-recyclage permet de concentrer le plutonium dans les combustibles MOX usés plutôt que dans les combustibles UOX usés, et donc, de réduire les capacités d'entreposage associées. Cependant, si la fermeture du cycle du combustible français ne se concrétise pas, son statut est remis en cause. Il devient, de fait, un déchet à l'impact majorant en terme de chaleur résiduelle, de radiotoxicité, de radioprotection, *etc.* Il faut donc réfléchir à la modification, ou non, du cycle du combustible actuel.

En réalité, la France est l'un des seul pays utilisant, à l'échelle industrielle, le mono-recyclage du plutonium en REP. Ce choix historique du retraitement a vite été mis en application après le démarrage de la production d'électricité d'origine nucléaire. En effet, jusque dans les années 2010, la crainte d'une pénurie rapide d'uranium est présente et une solution permettant l'indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel est politiquement défendue. Le recyclage des matières usées par anticipation d'une crise de l'uranium est la stratégie adoptée. Or, la régénération du plutonium en REP est impossible, comme le détaille la partie (1.3), le mono-recyclage du plutonium en REP est alors considéré comme une phase de transition avant le déploiement des RNR-Na dans le parc électronucléaire français. Deux réacteurs de recherches (Rapsodie opéré entre 1967 et 1983 et Phenix opéré entre 1973 et 2010) et le réacteur de puissance Superphénix (opéré entre 1985 et 1997), de type RNR-Na, ont d'ailleurs rapidement été testés. Après la fermeture de Superphénix en 1997, l'engouement pour le déploiement de RNR a été freiné. Il est relancé dans les années 2000, notamment suite au GIF et à une décision du Président de la République française J. Chirac, ce qui conduit, entre autre, aux travaux de recherches sur le démonstrateur ASTRID.

La transition du parc actuel vers un parc de RNR-Na de IV^{e} génération à l'horizon 2050, pour valoriser le plutonium est ainsi présenté comme le scénario de référence français par le CEA et ses partenaires industriels, Électricité De France (EDF) et Areva, dans le cadre des PNGMDR successifs de 2012 [26] et 2015 [18]. La figure (1.6), issue du Dossier CEA 2015, schématise ce scénario, avec les différents paliers successifs A, B, C et D, correspondant à des modifications des options de recyclage du plutonium. Ainsi, le *palier A* correspond au stade

actuel de mono-recyclage du plutonium en REP, le *palier B* mettrait en place le recyclage des combustibles REP-MOX usés dans les RNR-Na et donc le bi-recyclage du plutonium, le *palier C* permettrait de mettre en œuvre le multi-recyclage du plutonium dans les REP et dans les RNR-Na, et le *palier D* considère un parc permettant l'indépendance vis-à-vis de la ressource d'uranium naturel. Dans les prévisions annoncées en 2018, présentées par le CEA, EDF, Framatome et Orano, trois trajectoires sont analysées. L'une étudie le non renouvellement des réacteurs actuels après la visite décennale numéro 4, c'est-à-dire après 40 ans d'exploitation. Dans les deux autres, le déploiement des RNR-Na est toujours envisagé, soit à partir de 2080 soit au long terme après une phase de multi-recyclage du plutonium en REP [19][27][28].

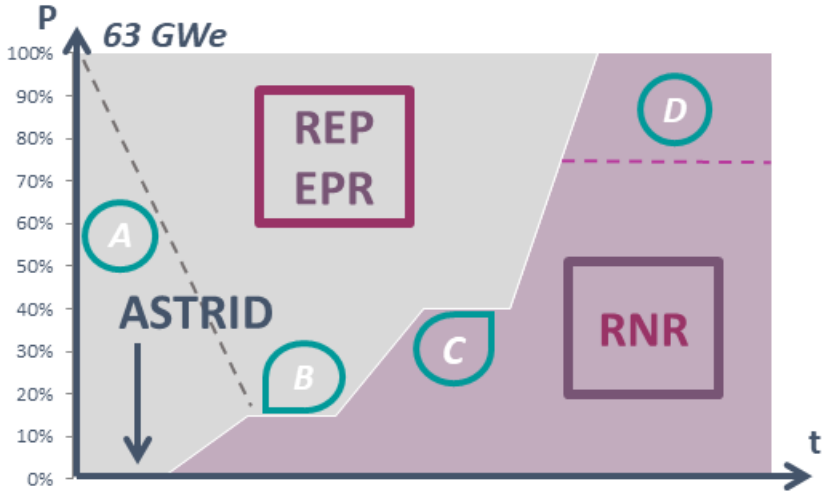


FIGURE 1.6 – Représentation schématique du scénario de référence pour le déploiement des RNR, proposé en 2015 par le CEA et ses partenaires industriels, issue du Dossier CEA 2015 [18]

La transition du parc actuel vers un parc de RNR-Na doit permettre la mise en place, à l'échelle industrielle du multi-recyclage du plutonium. Notons que pour démarrer un RNR-Na, plusieurs tonnes de plutonium sont nécessaires. Un déploiement de RNR-Na suppose donc un stock conséquent de plutonium disponible au démarrage. Par ailleurs, la potentielle flexibilité de leur mode de fonctionnement doit permettre d'adapter les quantités de plutonium en cycle en fonction du contexte politique et énergétique.

Cependant, réduire la consommation d'uranium naturel n'est plus, à l'heure actuelle, la préoccupation principale. Or les RNR-Na sont chers, complexes à opérer, nécessitent de fortes adaptations du cycle associé et bénéficient d'un retour d'expérience moins important que celui de la technologie thermique à eau. De plus, le sodium, principal caloporteur étudié est opaque, instable au contact de l'eau et de l'air et implique de fortes contraintes de conception. Des scénarios alternatifs, considérant le multi-recyclage du plutonium en REP, associés à un décalage du déploiement des RNR-Na ou éventuellement à l'abandon de la filière, émergent donc. Ils sont notamment étudiés dans la thèse de doctorat de F. Courtin, soutenue en 2017 et effectuée au Centre National de la Recherche Scientifique (CNRS) [29]. Ces scénarios sont aussi envisagés, en 2018, dans le cadre de l'élaboration du PNGMDR [19][27][28].

Le multi-recyclage du plutonium en REP n'est pas mis en place actuellement. En effet, la teneur en plutonium maximale autorisée dans le combustible neuf chargé en REP est de 12% [30][29]. Or, à chaque passage en REP, la qualité fissile du vecteur isotopique du plutonium se dégrade. Cela implique une augmentation de la teneur au chargement suivant, pour que le combustible puisse produire la même quantité d'énergie. La limite des 12% peut être atteinte dès le deuxième recyclage. Plusieurs possibilités d'adaptation du combustible MOX [29][19], sont donc actuellement étudiées. Les modifications du cycle associées au multi-recyclage du plutonium en REP seront aussi complexes à mettre en œuvre et leur faisabilité reste à démontrer à grande échelle.

Le report de l'intégration de RNR-Na dans le parc électronucléaire français, s'ils sont déployés, est un scénario qui semble aujourd'hui plausible, impliquant la probable construction d'une nouvelle génération de réacteurs thermiques à eau, de type REP ou EPR. Cependant, sur le long terme, l'utilisation des RNR-Na est toujours envisagée dans le cadre du PNGMDR [19][27][28]. Ce positionnement maintenu face à la Programmation Pluriannuelle de l'Énergie pose question : envisager le lancement dans une nouvelle technologie moins maîtrisée dans une période de réduction de la production d'électricité d'origine nucléaire est controversé. S'il y a effectivement transition vers un parc de RNR-Na de IV^{e} génération, alors le besoin en plutonium est important. L'incinération de cet élément, la dégradation de son isotopie en le multi-recyclant en REP ou la diminution de sa production du fait de la diminution de la production d'électricité d'origine nucléaire, pourrait compromettre la transition vers un parc de RNR-Na. Inversement, si le déploiement des RNR-Na n'est pas mis en place, le plutonium devient un déchet. L'accroissement des stocks de plutonium contraint alors très fortement la gestion des déchets : forte emprise des entreposages et du stockage due à la chaleur résiduelle et à la radiotoxicité accrue des colis sur le long terme.

Ces différentes réflexions mettent en évidence un fort besoin d'études et de recherches sur les scénarios d'évolution du parc électronucléaire et la gestion dynamique du plutonium en parallèle des discussions sur la stratégie d'évolution du parc électronucléaire et du mix énergétique français. C'est dans ce cadre que s'inscrit ce travail de thèse qui vise, *in fine*, à étudier l'impact de l'intégration dans des parcs REP académiques, *i.e.* dont la faisabilité n'est pas un critère d'analyse, de RNR-Na sur la gestion du plutonium en cycle.

1.3 Notions de neutronique, les RNR à l'aune des REP

Cette troisième partie rappelle les bases et définitions de neutronique qui sont nécessaires pour comprendre la suite des travaux présentés dans ce manuscrit.

1.3.1 Calcul de criticité

1.3.1.1 Interactions neutron-matière

Une **section efficace de réaction** est une grandeur caractéristique d'un noyau, qualifiée de microscopique et notée σ, ou d'un matériau, qualifiée alors de macroscopique et notée Σ [31][32]. La section efficace microscopique est proportionnelle à une probabilité d'interaction entre une densité de neutrons et des noyaux suivant une réaction. La section efficace macroscopique est proportionnelle à une probabilité d'interaction avec la matière par unité de parcours dx. Pour un noyau i, une réaction r et une énergie E, la section efficace microscopique et la section

efficace macroscopique sont liées par la formule (1.1), où N_i correspond à la densité atomique en $atome/cm^3$ du noyau i dans la cible.

$$\Sigma_{i,r}(E) = N_i \cdot \sigma_{i,r}(E) \tag{1.1}$$

La section efficace microscopique est un terme surfacique, usuellement exprimé en *barn*, c'est-à-dire en 10^{-24} cm^2. La section efficace macroscopique s'exprime en cm^{-1}. Deux familles de réactions se distinguent en fonction de la ré-émission ou non d'un neutron après l'interaction, les réactions de diffusion et les réactions d'absorption : les sections efficaces sont notées σ_a et Σ_a pour l'absorption et σ_s et Σ_s pour la diffusion (*scattering*). Les réactions de fission (n,f) et de capture (n,γ) sont des réactions d'absorption, les sections efficaces microscopiques partielles associées sont notées respectivement : $\sigma_{i,fis}(E)$ et $\sigma_{i,cap}(E)$ pour le noyau i. La réaction (n,2n) est un réaction de diffusion à seuil, la section efficace microscopique partielle correspondante est notée $\sigma_{i,(n,2n)}(E)$ pour le noyau i.

Les figures (1.7) montrent l'allure des sections efficaces microscopiques de fission et de capture en fonction de l'énergie du neutron incident, (a) pour l'uranium 235, (b) pour l'uranium 238 et (c) pour le plutonium 239. L'allure de la variation des sections efficaces dépend à la fois de la réaction et de l'isotope considéré. Sur ces courbes, une zone de résonances est visible, cette zone correspond au domaine énergétique épithermique. Les énergies plus faibles sont caractéristiques du domaine thermique et les énergies plus élevées du domaine rapide. Lors de la fission, les neutrons sont émis à une énergie moyenne de 2 MeV, soit dans le domaine rapide. En REP, ils sont ralentis par le modérateur jusqu'au domaine thermique.

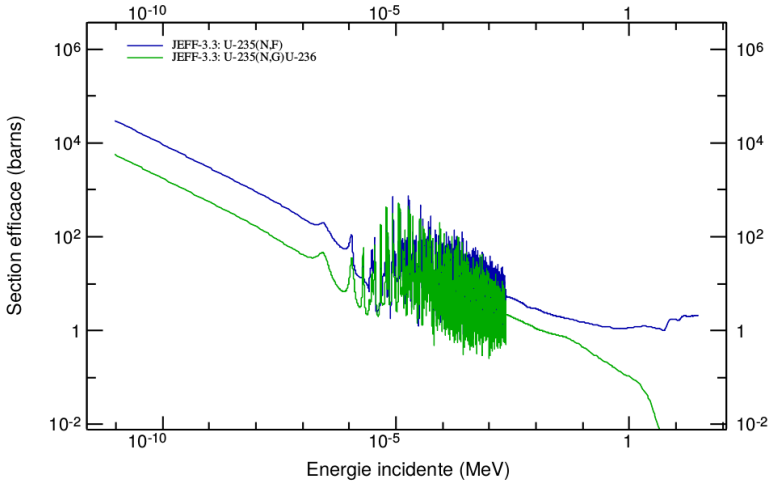
Les figures (a) et (c) mettent en évidence la prédominance de la fission sur la capture pour l'uranium 235 et le plutonium 239, contrairement à l'uranium 238, comme le montre la figure (b). Pour la criticité, la grandeur d'intérêt est le rapport entre la section efficace macroscopique de fission sur la section efficace macroscopique d'absorption du combustible. Le rapport entre la fission du fissile et la capture de l'uranium 238 est nettement plus favorable dans la région thermique. La réaction de fission de l'uranium 238 est dite "à seuil" et ce seuil est supérieur à 1 MeV. La courbe (c) montre aussi une résonance marquée du plutonium 239 autour de 0,3 eV, cette trappe est présente entre $5 \cdot 10^{-6}$ MeV et $5 \cdot 10^{-5}$ MeV pour les principaux isotopes du plutonium, *i.e.* le ^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu et ^{242}Pu. Les isotopes pairs ne sont pas considérés comme fissiles, ce qui signifie que, dans le domaine thermique, la section efficace de capture est beaucoup plus importante que la section efficace de fission. Inversement, le ^{241}Pu comme le ^{239}Pu sont fissiles.

Dans les bibliothèques de données nucléaires, utilisées par les codes de neutronique, les sections efficaces microscopiques sont stockées, en fonction de l'énergie du neutron, pour chaque isotope et chaque réaction.

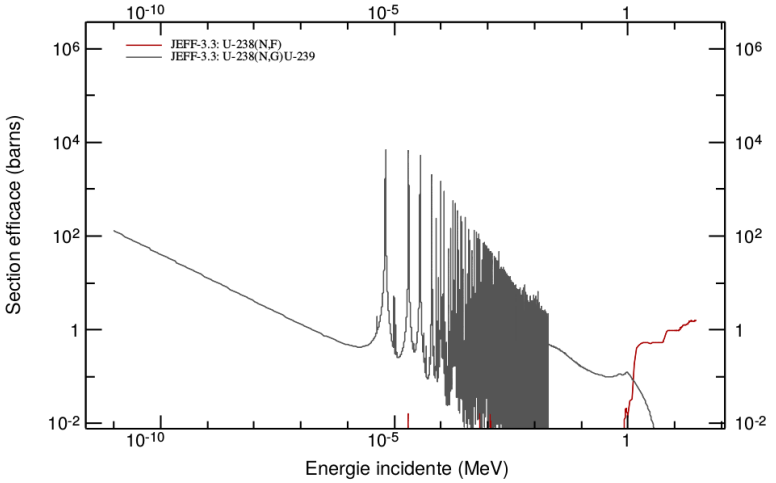
La section efficace macroscopique totale est définie par l'équation (1.2). L'inverse de cette section efficace totale est appelée le **libre parcours moyen des neutrons** ; cette grandeur représente la distance moyenne avant que la première collision ait lieu dans un milieu donné. Le libre parcours moyen est usuellement noté λ dans la littérature et s'exprime en cm.

$$\Sigma_t = \Sigma_a + \Sigma_s \tag{1.2}$$

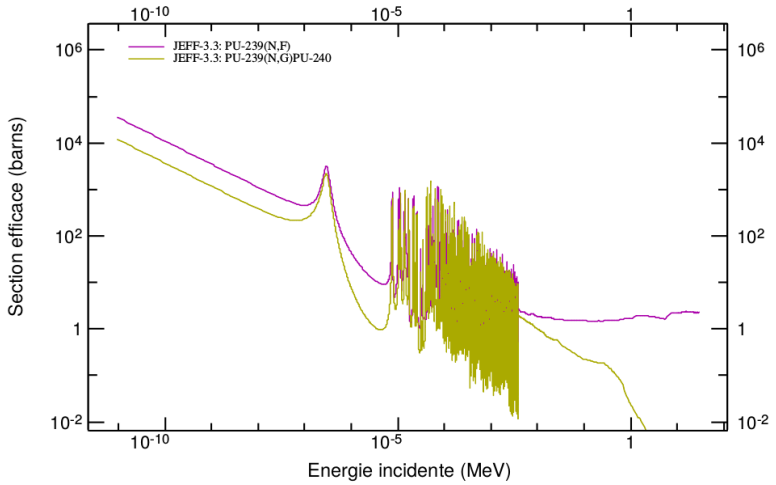
Dans un REP le libre parcours moyen typique des neutrons est inférieur au centimètre. Il est plus élevé dans un RNR, de l'ordre de quelques centimètres [33]. Il vaut environ 7 cm [34] dans un réacteur de type ASTRID. Cela signifie que les neutrons générés dans un RNR parcourent une plus grande distance que dans les REP, les assemblages d'un cœur de RNR



(a) Uranium 235



(b) Uranium 238



(c) Plutonium 239

FIGURE 1.7 – Sections efficaces de capture et de fission (a) de l'^{235}U, (b) de l'^{238}U et (c) de l'^{239}Pu

sont donc plus couplés que ceux des REP. De ce fait, les fuites de neutrons hors du cœur sont beaucoup plus importantes dans un RNR. Cette différence de libre parcours moyen entre les deux technologies de réacteur est notamment due à la différence d'énergie moyenne des neutrons.

Dans un REP, les neutrons restent typiquement dans l'assemblage combustible dans lequel ils sont générés. Un calcul simulant un seul assemblage combustible est ainsi jugé assez représentatif de la physique du réacteur alors qu'un calcul du cœur complet est nécessaire pour un RNR. Dans ce cas, les neutrons peuvent traverser la totalité du système considéré. Le chapitre 2 montre que ce choix est aussi guidé par les limites des codes utilisés et par la puissance de calcul disponible.

Le **flux neutronique**, noté ϕ, est calculé avec la formule (1.3), où n est la densité de neutrons par unité de volume en $neutron.cm^{-3}.MeV^{-1}$, v la vitesse des neutrons en $cm.s^{-1}$ et m_n la masse du neutron. Le flux neutronique est exprimé en $neutrons.cm^{-2}.s^{-1}.MeV^{-1}$. En réalité, le flux de neutrons dépend aussi de la position $\overrightarrow{x}$ et de la direction $\overrightarrow{\Omega}$, mais pour simplifier, ces dépendances ne sont pas prises en compte ici, considérant le système comme étant ponctuel.

$$\phi(E) = n(E) \cdot v(E) = n(E) \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot E}{m_n}} \tag{1.3}$$

Les **taux de réactions**, notés R, représentent le nombre d'interactions par unité de volume et par unité de temps [31]. Ils sont définis à partir des sections efficaces macroscopiques et du flux neutronique, comme exprimé par l'équation (1.4). Ils se déclinent par famille de réactions.

$$R = \int_E \Sigma(E) \cdot \phi(E) \cdot dE \tag{1.4}$$

1.3.1.2 Spectres neutroniques

Le **spectre en énergie des neutrons** représente la distribution statistique du flux neutronique en fonction de l'énergie des neutrons. Comme les sections efficaces microscopiques, il est usuellement découpé en trois parties : le domaine des énergies thermiques, le domaine des énergies épithermiques et le domaine des énergies rapides.

La figure (1.8) superpose trois spectres, l'un associé à un combustible REP-UOX en noir, REP-MOX en bleu et RNR-MOX en rouge.

Le spectre associé au combustible REP-UOX, met en évidence ces trois domaines énergétiques : une bosse thermique, le domaine du ralentissement quasiment plat dans le domaine épithermique et une bosse rapide. Les neutrons émis lors de la fission sont ralentis par chocs successifs sur les atomes d'hydrogène de l'eau, jusqu'au domaine thermique ce qui explique la présence des deux bosses du spectre et la zone intermédiaire.

Le spectre du combustible REP-MOX est similaire dans le domaine rapide, mais la bosse thermique est rognée. La proportion de neutrons thermiques est plus faible que dans le cas du combustible REP-UOX, le spectre est dit plus **dur**. Cette diminution de la bosse thermique est induite par la présence de plutonium qui absorbe plus que l'uranium 235. Par ailleurs, ce spectre présente deux chutes dans le domaine thermique, absentes du spectre du combustible REP-UOX. Ces pics sont induits par les résonances d'absorption des différents isotopes du plutonium, par exemple celle du plutonium 239 visible sur la figure (1.7) (c) à 0,3 eV.

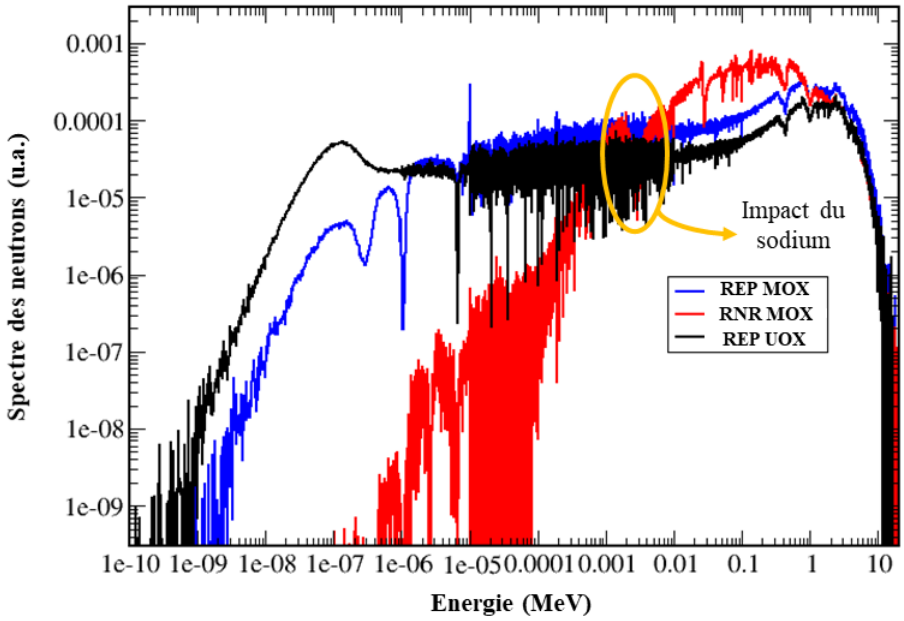


FIGURE 1.8 – Spectres en énergie des neutrons pour un combustible REP-UOX, REP-MOX et RNR-MOX

Le **ralentissement des neutrons** est permis grâce au modérateur induisant l'augmentation du rapport entre les taux de fission de l'uranium 235 et de capture de l'uranium 238. La masse de l'atome d'hydrogène étant très proche de la masse d'un neutron, l'eau légère utilisée dans les REP permet la perte d'énergie par choc la plus importante. La section efficace de capture de l'eau légère est aussi importante. Par conséquent, pour que la production de neutrons soit strictement supérieure à leur absorption, l'uranium est enrichi en uranium 235 entre 3% et 5%, l'uranium naturel ne peut pas être utilisé tel quel. L'eau lourde et le graphite peuvent être utilisés dans certaines technologies de réacteurs pour ralentir les neutrons. Leur section efficace d'absorption étant faible, l'uranium n'a pas forcément besoin d'être enrichi.

L'effet de **durcissement du spectre** induit par l'absence de modérateur est nettement visible sur le spectre du combustible RNR-MOX. Les neutrons thermiques sont inexistants et la bosse rapide très importante. En général, le caloporteur utilisé est le sodium qui a de bonnes propriétés thermiques, cependant le plomb, le gaz ou les sels fondus sont aussi mentionnés dans la littérature et utilisés dans des RNR. Sur le spectre de la figure (1.8), la résonance d'absorption du sodium est visible à 3 keV. En fonctionnement normal, cette résonance capture les neutrons. En cas de vidange du sodium, cette chute dans le spectre disparaît, il y a donc une baisse de la modération induite par le sodium. Cette **contre-réaction**, appelée **effet de vidange**, peut avoir un impact positif sur la réactivité et donc un impact négatif sur la sûreté des RNR-Na.

1.3.1.3 Bilans neutroniques

Pour faire le bilan de la population de neutrons présente dans le cœur du réacteur et donc caractériser l'état de la réaction en chaîne de fission, à un instant donné, le **Coefficient de multiplication effectif des neutrons** (k_{eff}) est calculé. Il correspond à la moyenne sur les générations du quotient entre le nombre de neutrons produits par fission à la génération *g+1*

et les neutrons produits par fission à la génération g, comme le montre l'équation (1.5). Le k_{eff} est donc la distance à l'équilibre du nombre de neutrons dans la réaction en chaîne de fission. La variation du nombre de neutrons peut être due à l'apparition, la disparition ou la fuite des neutrons dans le système. Par définition, le coefficient de multiplication effectif des neutrons est indépendant du flux neutronique.

$$k_{eff} = \langle \frac{N_{g+1}}{N_g} \rangle_g = \frac{Production}{Absorption + Fuite} \tag{1.5}$$

En l'absence de sources fixes, cette grandeur permet de qualifier la dynamique du système, qui est critique si $k_{eff} = 1$, *i.e.* le nombre de neutrons est stable, sous-critique si $k_{eff} < 1$, *i.e.* la population de neutrons diminue et sur-critique si $k_{eff} > 1$, *i.e.* la réaction en chaîne de fission s'amplifie. En utilisant ce coefficient de multiplication effectif des neutrons, l'écart à la criticité, appelé **réactivité** et noté ρ, peut être estimé, comme le montre l'équation (1.6). La réactivité s'exprime en "pcm", c'est-à-dire en "pour cent mille", $1 \cdot 10^{-5}$. La réactivité s'annule à la criticité, est positive dans un état sur-critique et est négative dans un état sous-critique.

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \tag{1.6}$$

En faisant l'approximation d'un système infini, la fuite des neutrons hors du système peut être négligée. Dans ce cas, la grandeur caractéristique utilisée est le **Coefficient de multiplication infini des neutrons** (k_∞), définie par l'équation (1.7), où P_{fuite} correspond à la probabilité qu'un neutron sorte du cœur et ν le nombre moyen de neutrons émis par fission. C'est typiquement la valeur utilisée pour étudier la variation de la population de neutrons lorsque le système d'intérêt est un assemblage REP ; l'assemblage étant considéré comme infini par rapport au libre parcours moyen du neutron thermique.

$$k_\infty = \frac{Production}{Absorption} = \frac{k_{eff}}{1 - P_{fuite}} \approx \frac{\nu \Sigma_{fis}}{\Sigma_a} \tag{1.7}$$

Dans les REP, la criticité est assurée au cours du temps par des poisons solubles, notamment du bore, et des barres absorbantes ; dans les RNR-Na, il n'est actuellement prévu que des barres absorbantes.

1.3.1.4 Régénération du plutonium

En fonctionnement, ν neutrons sont émis par fission. Un des neutrons émis est nécessaire pour propager la réaction en chaîne de fission, cependant les isotopes fissiles peuvent aussi capturer. Pour le fonctionnement de la réaction en chaîne, $1 + \alpha$ neutrons sont consommés, avec α le rapport entre la section efficace microscopique de capture et la section efficace microscopique de fission des isotopes fissiles i. Au moins un neutron émis produit une nouvelle fission. Pour permettre la **régénération du fissile** dans un réacteur critique, il faut également que la production d'isotopes fissiles soit de $1 + \alpha$ par fission. En moyenne, au moins un des neutrons émis par fission sert à la formation d'un nouveau noyau fissile. Il faut donc que le nombre de neutron émis par fission satisfasse la relation (1.8).

$$\nu > 2 \cdot (1 + \alpha) = 2 \cdot \left(1 + \frac{\sigma_{i,cap}}{\sigma_{i,fis}}\right) \tag{1.8}$$

Avec un réacteur fonctionnant à l'uranium et au plutonium, cette relation n'est pas vérifiée dans le domaine thermique à cause des fortes résonances du plutonium, visibles par exemple

sur la figure (1.7) (c) [35]. La régénération est donc impossible en thermique. Inversement, dans le domaine rapide, cette relation peut être vérifiée, ce qui explique la régénération possible du plutonium en RNR. Les RNR peuvent donc être opérés, suivant le combustible chargé et le concept, en incinérateur, isogénérateur ou surgénérateur de plutonium.

Cependant, dans le domaine des énergies de neutrons rapides, le rapport des sections efficaces de fission sur les sections efficaces de capture est moins favorable que dans le domaine thermique [35], comme le montrent les figures (1.7) et il faut augmenter fortement la teneur en plutonium, autour de 20%, pour assurer la production suffisante de neutrons par fission.

1.3.2 Calcul d'évolution

1.3.2.1 Évolution des inventaires de matière

L'évolution de la composition isotopique du combustible sous irradiation est décrite par l'ensemble des équations différentielles du premier ordre, appelées **équations de Bateman** (1.9), où :

. i et j respectivement le noyau étudié et le noyau précurseur,

. N_x représente le nombre de noyaux total de l'isotope x, en *atome* par unité de volume,

. λ_x représente la constante de décroissante radioactive de l'isotope x, en s^{-1},

. $< \sigma_x >$ représente la section efficace de réaction pour l'isotope x moyennée sur le spectre neutronique, en *barn*,

. $\overline{\phi}$ représente le flux total de neutrons dans le réacteur, en $cm^{-2}.s^{-1}$.

$$\frac{dN_i}{dt} = -\left(\lambda_i + < \sigma_{i,t} > (t) \cdot \overline{\phi}(t)\right) N_i(t) + \sum_{j \neq i} \left(\lambda_{j \to i} + < \sigma_{j \to i} > (t) \cdot \overline{\phi}(t)\right) N_j(t) \tag{1.9}$$

Dans l'équation (1.9), le terme volumique, présent de part et d'autre de l'égalité se simplifie.

Ces équations représentent un bilan des quantités d'un noyau donné par unité de temps en fonction des taux de réaction qui le font apparaître ou disparaître. Le premier terme correspond donc aux disparitions de l'isotope i soit par sa décroissance radioactive, indépendante du flux neutronique, soit par réactions, dépendantes du flux neutronique, par exemple la fission ou la capture. Le second terme correspond aux apparitions de l'isotope i, soit par décroissance d'un autre noyau j, soit par réactions sur un noyau j.

Les **sections efficaces moyennes** utilisées dans les équations de Bateman sont moyennées sur le spectre de neutrons, calculées par la formule (1.10).

$$< \sigma_{i,r} > (t) = \frac{\int_E \sigma_{i,r}(E) \cdot \phi(E,t) dE}{\int_E \phi(E,t) dE} \tag{1.10}$$

La **puissance thermique** du réacteur est définie par la relation (1.11), elle s'exprime en W, avec $\epsilon_{i,fis}$ l'énergie libérée par la fission du noyau i en J.

$$P_{th} = \overline{\phi}(t) \sum_i \left(\epsilon_{i,fis} \cdot < \sigma_{i,fis} > (t) \cdot N_i(t)\right) \tag{1.11}$$

Le **taux de combustion ou d'irradiation** du réacteur, aussi appelé ***burnup*** dans l'ensemble de ce manuscrit, correspond à "l'énergie thermique produite par les fissions nucléaires dans

une unité de masse de combustible" d'après le lexique ASN. Le burnup, noté BU, est calculé par la formule (1.12), où T_{cycle} correspond à la durée de séjour en réacteur du combustible en jours, f au facteur de charge et M^{NL} à la masse de noyaux lourds présents à l'instant initial dans le cœur en tonnes. Le facteur de charge correspond au rapport entre la puissance produite par le réacteur et sa puissance nominale. Le burnup s'exprime en $GW.j/t$. Le taux de combustion atteint par un combustible au déchargement du réacteur est souvent utilisé pour qualifier le combustible.

$$BU = \frac{P_{th} \cdot T_{cycle} \cdot f}{M^{NL}} \tag{1.12}$$

La figure (1.9), issue de la thèse de doctorat de F. Courtin [29], illustre la chaîne de production des principaux actinides dans le cycle nucléaire français et donc les évolutions principales des compositions des combustibles qui sont calculées dans ces simulations d'évolution.

1.3.2.2 Évolution de la réactivité

Dans un REP, le combustible est enrichi en uranium 235 ou en plutonium. Le k_∞, légèrement sur-critique en Début de Cycle, décroît au cours de l'irradiation [31]. Cette baisse de la réactivité est due à la diminution de la quantité de matière fissile au cours de l'irradiation, la régénération étant insuffisante.

Si le combustible chargé en réacteur est complètement neuf, c'est-à-dire que son burnup est nul, alors le k_∞ a rapidement une valeur inférieure à 1, sous-critique. Or, pour fonctionner, le réacteur doit être légèrement sur-critique, *i.e.* un k_∞ de l'ordre de 1,25 pour compenser les fuites. En pratique, les cœurs de REP sont rechargés x fois, typiquement par tiers ou par quart, pour une même durée d'irradiation et comportent à chaque fois des combustibles de trois ou quatre burnups initiaux différents.

Dans un RNR-Na, la régénération étant possible, différents profils d'évolution de la réactivité sont possibles. Aucune tendance systématique n'est *a priori* définie. Les observables usuellement considérées peuvent être le k_{eff} en Début de Cycle, en Fin de Cycle ou encore le k_{eff} maximal. La variation de k_{eff} au cours du cycle est compensée par les barres de contrôle. Comme dans le cas des REP, le rechargement des RNR-Na est mentionné dans la littérature pour limiter l'amplitude de la variation de réactivité au cours de l'irradiation.

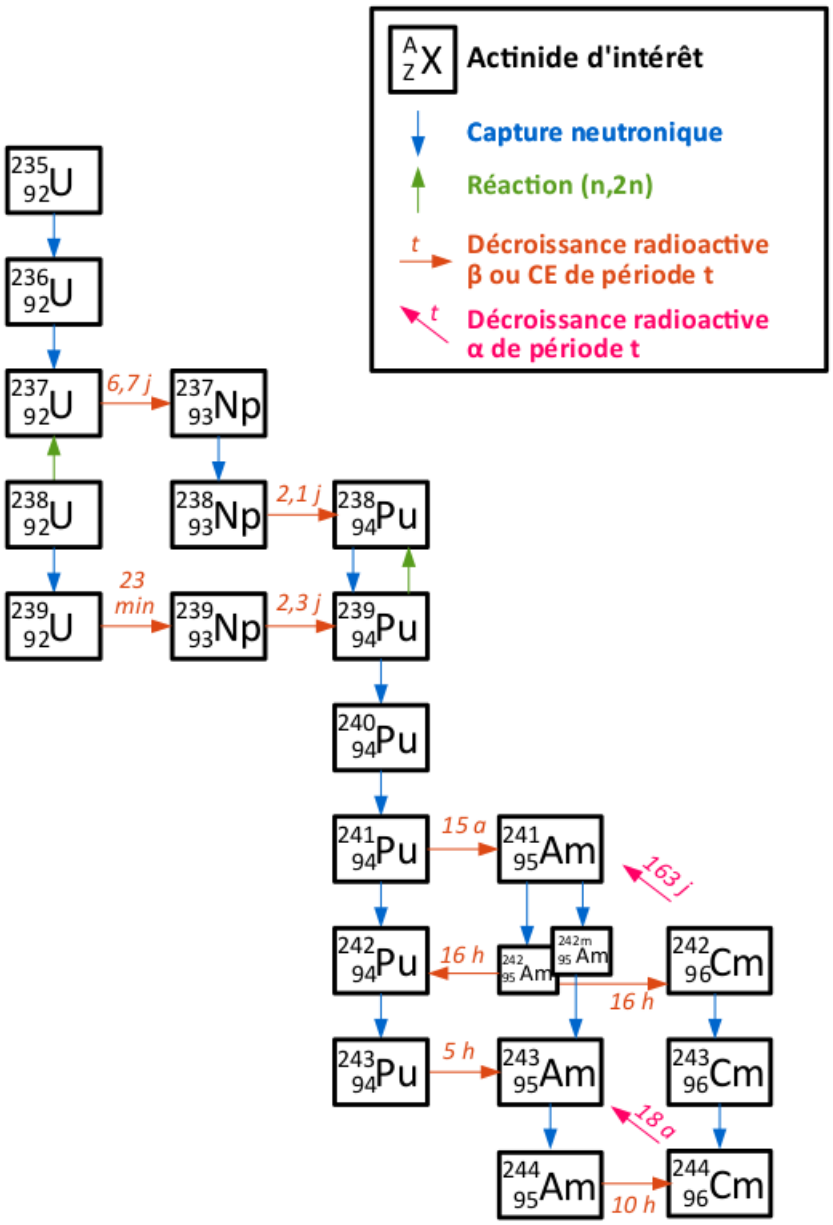


FIGURE 1.9 – Chaîne de production des principaux actinides dans le cycle nucléaire français [29]

1.4 Scénarios électronucléaires

Pour mettre en œuvre une transition énergétique à un niveau national, c'est-à-dire le passage graduel entre un état et un autre du mix de production, une phase d'anticipation peut permettre de se livrer à des études prospectives pour évaluer et optimiser les actions à réaliser. Cette phase intervient en amont de la définition de stratégies. Les études prospectives consistent en l'élaboration et l'analyse de différents scénarios possibles d'évolution. Dans le cadre de la transition énergétique, ces scénarios peuvent être énergétiques, électriques ou nucléaires [36]. Le temps du nucléaire étant long et l'inertie importante, les études prospectives s'avèrent indispensables.

Cette quatrième partie donne, dans un premier temps, une définition des scénarios d'évo-

lution de parcs électronucléaires. Elle présente, dans un second temps, le code de simulation dynamique du cycle CLASS, modifié puis utilisé dans ce travail de thèse pour étudier des scénarios de transition d'un parc REP à un parc mixte intégrant des RNR-Na de type ASTRID.

1.4.1 Définitions

L'ensemble des réflexions et travaux sur l'étude interdisciplinaire des scénarios nucléaires initiés par N. Thiollière ces dernières années, rapprochant la sociologie, l'économie, les mathématiques et la physique, ont permis de redéfinir la classification des scénarios et la sémantique associée [36]. Les concepts clefs sont présentés ici.

Les scénarios d'évolution de parcs électronucléaires

Pour comprendre ce que peut être un scénario, réalisons une analogie avec le cinéma. Un scénario d'évolution de parcs électronucléaires peut être vu comme un script décrivant les étapes ou les péripéties de l'évolution d'un parc initialement connu sur une période finie. Le parc modélisé dans le scénario comprend les unités principales du cycle du combustible, pouvant aller de la mine aux stockages définitifs. Dans le script, donc le scénario, un certain nombre de paramètres potentiels est fixé, ce choix revient au scénariste en fonction de ses contraintes et des hypothèses de départ. Ensuite, les autres paramètres d'intérêt définis sont bornés mais variables. Grâce aux développements des moyens de calculs accessibles, la plage de variation balayée et le nombre de variables considérées peuvent être considérables. Ces différents paramètres fixes ou variables sont par exemple : la puissance installée du parc, le nombre de réacteurs de chaque technologie, le burnup des réacteurs, les options de recyclage. Pour poursuivre l'analogie avec l'industrie du cinéma, un même script peut être réalisé de différentes manières et donner *in fine* un film différent à partir de la même histoire. Ainsi, lorsqu'un scénario est étudié, une multitude de trajectoires sont analysées. Pour une trajectoire donnée du scénario, l'ensemble des paramètres est fixé. Certaines observables du cycle, par exemple l'évolution des inventaires de matières, les flux ou les quantités à gérer, sont utilisées pour comparer les trajectoires entre elles. Cela permet d'identifier le chemin le plus intéressant suivant un critère quantifié qui traduit un objectif comme par exemple la stabilisation ou la réduction du plutonium en cycle. Les études de scénarios ont un caractère incertain, non prédictif, mais, fournissant des tendances, ce sont des aides à la compréhension et à la réflexion sur les cycles existants et futurs.

La typologie des scénarios

De fait, l'évolution passée et actuelle d'un parc électronucléaire donné est connaissable, son futur est par contre inconnaissable. Si l'étude de scénarios porte sur une anticipation plausible du futur d'un parc, alors son point de départ peut être déterminé car c'est le résultat de son histoire passée. A partir du temps présent, la notion d'ensemble des évolutions possibles du parc sur une période Δt peut être définie, appelée Ensemble des Futurs Possibles (EFP). Cet ensemble inclut, entre autres, les stratégies d'évolution qui pourraient être choisies dans l'avenir pour la période considérée. Deux méthodologies d'analyse se distinguent : l'étude de Scénarios Exploratoires (SE), scénarios dits *Forecasting*, et l'étude de Scénarios Normatifs (SN), dits *Backcasting*. Ces deux approches sont illustrées sur la figure (1.10) [36].

Les Scénarios Exploratoires tiennent compte de l'état de départ présent, en prenant en considération le passé. Ils explorent les évolutions futures possibles, un sous-ensemble de l'EFP. Des marges inhérentes à la définition des SE assurent que les trajectoires soient réalisables. L'état final, à l'issue de la période Δt, peut être très différent d'un SE à l'autre. Cette

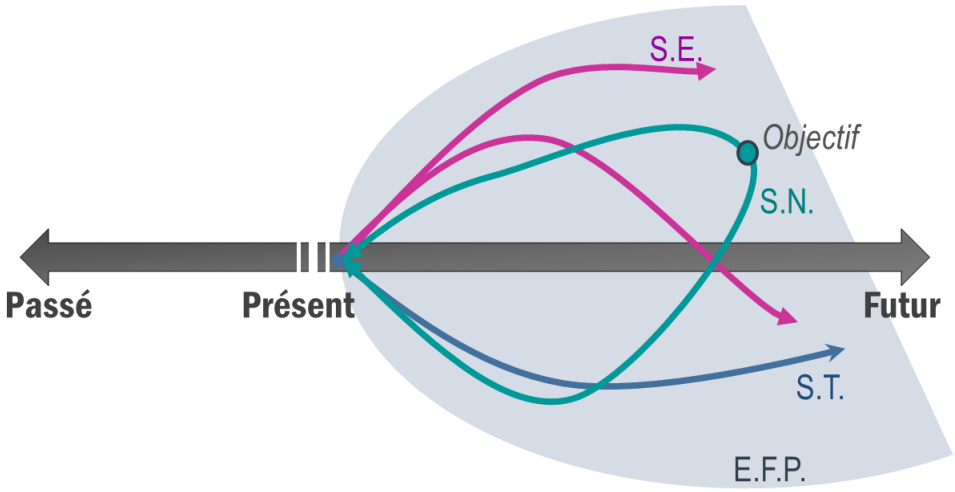


FIGURE 1.10 – Représentation de la typologie des scénarios

approche est qualifiée de "conservatrice", comme elle cherche à identifier l'ensemble des trajectoires possibles décrites par un même scénario. Les SE diffèrent ainsi du Scénario Tendanciel (ST), ce dernier correspond à une évolution pour laquelle aucune rupture ni transition n'est considérée.

L'approche des Scénarios Normatifs est inverse. La première étape fixe un objectif à atteindre à l'issue de la période Δt, appelé "norme de désirabilité", indépendamment de l'état initial du parc électronucléaire. Le scénario met alors en évidence les trajectoires permettant d'atteindre cet objectif, qu'elles soient réalisables ou non. L'état final est fixé, mais plusieurs chemins peuvent permettre de l'atteindre. Cette approche est qualifiée d'"active" et fait ressortir les éventuelles tensions et manques à pallier pour pouvoir parvenir au but prédéfini.

La démarche d'analyse des scénarios mise en place dans ce travail

Dans le cadre de ce travail de thèse, l'objectif final est d'analyser l'impact du déploiement de RNR-Na de type ASTRID dans des parcs composés initialement de REP sur la gestion dynamique du plutonium en simulant des scénarios de transition. L'objectif final de l'étude est donc défini, comme dans le cas des Scénarios Normatifs. Pour autant, l'espace des futurs possibles est échantillonné dans les limites définies par l'étude du scénario et chacune des trajectoires définies est simulée et analysée, à l'image des SE. Les chemins satisfaisant la norme de désirabilité sous-entendue par l'objectif sont ensuite identifiés. Par conséquent, la méthodologie adoptée consiste à croiser les deux approches, comme l'illustre la figure (1.11) [36].

La particularité ici réside dans le fait que les objectifs sont vastes à cause du statut incertain du plutonium. En effet, une transition complète à moyen terme du parc français actuel vers un parc de RNR-Na sans modifier la puissance installée, nécessiterait une augmentation rapide des quantités de plutonium en cycle, alors que l'hypothèse d'une sortie du nucléaire impliquerait idéalement la minimisation de ces inventaires.

Une étude de Scénarios Exploratoires est effectuée dans un premier temps. Les points de départ sont des parcs ayant des similarités de principe avec le parc français actuel. Puis un grand nombre de calculs paramétriques, intégrant des RNR-Na dans ces parcs pour paver l'espace des possibles associé au déploiement de ces réacteurs, sont simulées. L'étude de l'ensemble des trajectoires associé à chaque SE permet d'analyser l'impact sur la gestion dy-

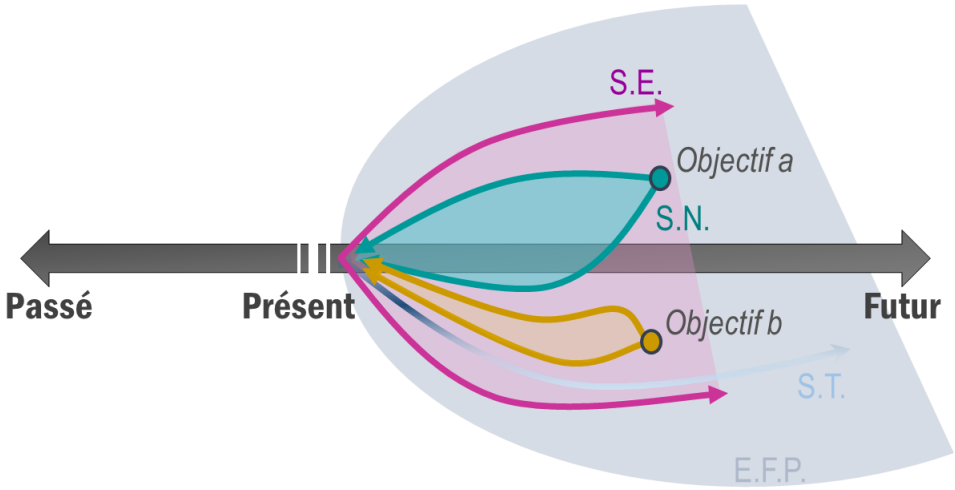


FIGURE 1.11 – Représentation de la démarche d'analyse des scénarios utilisée dans ce travail

namique du plutonium, par exemple, l'évolution de l'inventaire de matières en cycle, l'impact des options de recyclage sur la physique des RNR-Na et sur le cycle ou encore l'effet induit sur les quantités de déchets générés.

Dans un second temps, plusieurs objectifs, notés objectifs a et b sur la figure, sont choisis : la fermeture du cycle du combustible, la stabilisation des quantités de plutonium en cycle ou la réduction des inventaires de plutonium en cycle. Au sein des différents Scénarios Exploratoires simulés, les trajectoires, quand elles existent, pouvant permettre de satisfaire chacun de ces objectifs indépendamment les uns des autres sont identifiées.

La prise en compte de potentielles disruptions

La faisabilité technique d'un scénario n'implique pas forcément que sa réalisation soit souhaitable. Par ailleurs, les critères ayant permis le choix d'une stratégie définie peuvent être remis en question pour des raisons environnementales, politiques, sociétales ou techniques. La stratégie adoptée ou le contexte dans lequel elle est mise en place peuvent donc être amenés à évoluer avant la fin de la période sur laquelle la stratégie a été évaluée. Une disruption, *i.e.* une modification de l'objectif de départ est possible, comme le schématise la figure (1.12) [36]. Il est alors intéressant de regarder :

. la sensibilité des trajectoires à la modification des différents paramètres qui permettent d'arriver à l'objectif de départ, objectif a,

. la capacité des trajectoires à s'adapter à un changement d'objectif, c'est-à-dire, passer de l'objectif a à l'objectif b au cours de la période d'étude,

. la déviation entre la trajectoire choisie pour satisfaire l'objectif a, celle qui aurait été choisie au point de départ pour satisfaire l'objectif b, celle qui aurait été choisie pour permettre le meilleur compromis en connaissant les objectifs a puis b et enfin celle qui permettrait de satisfaire au mieux l'objectif a jusqu'à la disruption puis l'objectif b.

Cette perspective d'amélioration fondamentale des études de scénarios nucléaires fait actuellement l'objet d'un projet de recherche commun entre le CEA et le CNRS via les thèses de doctorat portées respectivement par W. Zhou [37] et J. Liang [38] [39].

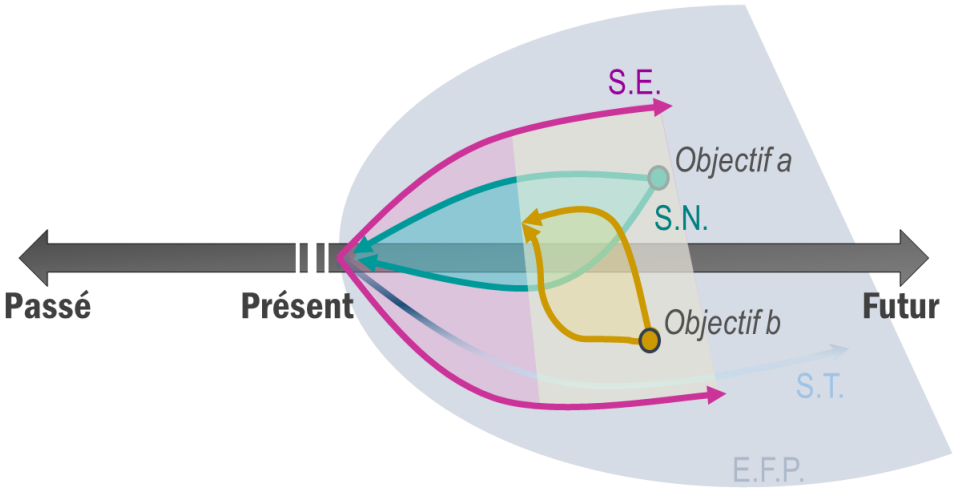


FIGURE 1.12 – Représentation de la prise en compte de potentielles disruptions

Les codes de scénarios nucléaires

Beaucoup de variables interviennent dans l'étude des scénarios électronucléaires et donc les évolutions de parcs sont complexes à simuler. L'étude des scénarios nécessite donc l'utilisation d'outils dédiés à la simulation dynamique du cycle.

Un grand nombre de biais et d'incertitudes existent dans ces simulations. Ces sources d'erreurs peuvent être classées en trois catégories : les données physiques de bases comme les données nucléaires, les simplifications de modélisation et enfin les données opérationnelles. Les incertitudes dues aux données nucléaires correspondent à l'ensemble des incertitudes associées aux données évaluées, utilisées dans les codes de simulation, par exemple liées aux sections efficaces. Ensuite, des biais sont induits par les simplifications de modélisation des systèmes. Enfin, les incertitudes relatives aux données opérationnelles concernent tous les paramètres, fixés par le scénariste, qui peuvent subir des fluctuations imprévisibles réelles et non simulées, comme par exemple une longue panne, une date de chargement différée, ou encore un pic de production de puissance pour satisfaire la demande en électricité.

Il existe plusieurs codes de scénarios nucléaires dans le monde. Par exemple en France, COde de SImulation (COSI) est considéré comme le code de référence, développé par le CEA depuis les années 1980. Il existe aussi des codes industriels tels que COSAC utilisé par Framatome ou encore TIRELIRE-STRATEGIE développé par EDF. Enfin, il existe aussi des codes académiques comme le code CLASS, outil de simulation dynamique du cycle développé depuis 2011 par le CNRS avec une collaboration avec l'IRSN. C'est cet outil, présenté dans la section suivante qui est utilisé pour ce travail de thèse.

1.4.2 Présentation du code CLASS

L'outil de simulation CLASS, pour *Core Library for Advanced Scenario Simulation*, est un code *opensource* en C++ [40], qui permet de simuler des scénarios d'évolution de parcs électronucléaires [41][42][29].

Dans les simulations de parcs électronucléaires, plusieurs unités s'articulent entre elles de manière plus ou moins complexe. Ces unités peuvent être, suivant les parcs, la mine, *i.e.* un stock de matière infini ou fini, l'ensemble des usines de fabrication, de séparation et de retraitement du combustible, les différents types de réacteurs d'intérêt, les piscines de

refroidissement du combustible, les entreposages et les stockages définitifs.

Le défi du code est de calculer rapidement et précisément les inventaires et les flux de matières dans chaque installation à tout instant du scénario. Par conséquent, chaque unité conserve l'information du vecteur isotopique stocké : le "ZAI" de chaque noyau, c'est-à-dire le numéro atomique Z, la masse atomique A et l'état isomérique I, mais aussi la quantité associée. Dans les entreposages et les unités de stockage définitif, ainsi que dans les usines et les piscines de refroidissement, la matière présente, hors flux de neutrons, évolue par décroissance radioactive seulement. Le calcul des décroissances par le code CLASS utilise une base de données contenant l'évolution de la chaîne de désintégration de 4000 noyaux entre 1 seconde et 300 millions d'années. Dans toutes ces unités, le code connaît la matière présente et son évolution par décroissance est la seule action modélisée actuellement. La modélisation des réacteurs et donc la gestion de la matière est plus complexe et repose sur des modèles physiques présentés dans le paragraphe suivant.

Les principales caractéristiques associées à chacune des unités qui peuvent être définies sont les suivantes :

. Usine de fabrication du combustible : stock fournissant la matière pour la fabrication du combustible, stratégie de gestion de ces matières, durée de fabrication, réacteur chargé avec le combustible fabriqué.

. Usine de séparation : unité d'entrée de la matière, unité de sortie de la matière, élément à séparer, efficacité de la séparation, date de la séparation.

. Réacteur : usine de fabrication du combustible, piscine de déchargement des combustibles, type de réacteur, burnup, masse de métaux lourds, facteur de charge, puissance, modèles physiques associés, date de construction, durée d'opération.

. Piscine : réacteur déchargeant la matière, unité où est acheminée la matière refroidie, durée de refroidissement.

. Stock ou entreposage : unité d'entrée de la matière (facultatif), matière disponible dans le stock, unité de sortie de la matière.

. Stockage définitif : unité d'entrée de la matière.

Dans le stockage définitif, aucune distinction n'est faite entre la matière présente dans les colis de déchets vitrifiés ou dans les assemblages usés directement mis au stockage, seule l'information du vecteur isotopique est conservée.

Quatre types de stratégie de gestion de la matière sont disponibles dans le code. La stratégie *Last In First Out* (LIFO) signifie que les matières présentes dans un entreposage sont recyclées par l'usine associée dans un ordre d'arrivée antéchronologique. La stratégie *First In First Out* (FIFO) fait, à l'inverse, le classement chronologique des matières : les matières les plus anciennes sont les premières à être utilisées. La stratégie aléatoire, ou RAND, choisit de manière aléatoire les matières à recycler, sans tenir compte de leur ordre d'arrivée. La stratégie MIX classe les matières en LIFO au premier appel, en FIFO au suivant et ainsi de suite.

La configuration des parcs peut évoluer au cours de la simulation, cependant l'ensemble des modifications est fixé au départ dans le vecteur temps de la simulation. Toutes les dates du scénario, où une action de simulation est requise, sont déterminées et stockées dans ce

vecteur. Ces dates sont calculées par le code en fonction des dates définissant la durée totale du scénario et à l'aide des différentes caractéristiques temporelles associées à chaque unité, par exemple, la date de chargement d'un réacteur induit la date de début de fabrication du combustible à charger, ou encore, la date de déchargement d'un réacteur induit la date de début de refroidissement en piscine et la date de stockage dans un entreposage, *etc.*

1.4.2.1 Modélisation des réacteurs

Pour pouvoir simuler de façon fidèle et rapide un parc électronucléaire, l'unité réacteur est un maillon essentiel mais chronophage. L'utilisation des codes de simulation des réacteurs nucléaires n'est pas adaptée ici étant donné le nombre potentiel de réacteurs à faire évoluer et les échelles de temps en jeu. Le fonctionnement des réacteurs doit donc être modélisé de façon simplifié, l'outil CLASS utilise pour cela deux types de modèles : un modèle de fabrication du combustible, appelé aussi modèle de chargement ou modèle d'équivalence, et un modèle d'irradiation du combustible.

Les modèles implémentés dans le code, à l'heure actuelle, sont dédiés aux REP, aux RNR-Na ou aux *Accelerator Driven System* (ADS) [43]. Pour les REP, plusieurs types de combustibles sont disponibles, les combustibles UOX, les combustibles MOX [42], les combustibles MOX avec américium (ou MOXAm) [44] et les combustibles MOX sur support d'uranium enrichi (ou MOXEUS, ou MIX) [29]. Pour les RNR, une modélisation simplifiée de l'*European Sodium Fast Reactor* (ESFR) [45][46] est disponible, ainsi qu'une modélisation flexible de RNR-Na [47].

Tous ces modèles sont qualifiés ici de **monozones**, car ils considèrent, pour chaque réacteur, un combustible unique moyen, supposé représentatif du cœur complet. C'est l'hypothèse du réacteur point.

Dans la suite, seuls les réacteurs de type REP chargés avec des combustibles UOX ou MOX ainsi que les réacteurs de type RNR-Na sont utilisés. Les principales caractéristiques des REP utilisés pour ces travaux, sont présentées dans le tableau (1.1) [42]. Les RNR-Na considérés sont décrits en détail dans le chapitre 3.

Modèles de fabrication du combustible monozones

La méthode la plus simple pour construire un combustible neuf est d'utiliser une recette c'est-à-dire une composition fixe à chaque rechargement. Cette façon de construire le combustible est non dynamique, elle s'appuie sur une définition, préalable à la simulation, de la composition du combustible à charger. Ainsi, indépendamment des matières fissiles disponibles dans le stock relié à l'usine d'intérêt, la teneur fissile est déterminée. Elle est alors qualifiée de teneur fixe. Cette approche peut, par exemple, être utilisée pour la gestion des combustibles UOX dont l'enrichissement et le burnup sont connus.

Pour que les simulations soient dynamiques, il faut que les modèles de fabrication des combustibles puissent adapter la composition du combustible en fonction de la matière disponible qui est *a priori* inconnue. Dans ce cas-là, le modèle de fabrication du combustible monozone détermine une teneur fissile en Début de Cycle, afin d'atteindre soit un burnup maximal, soit une condition de réactivité. Pour cela, la teneur fissile est ajustée par un processus itératif.

Le modèle de fabrication du combustible monozone des REP détermine ainsi, la teneur fissile en Début de Cycle permettant d'atteindre un burnup maximal fixé et assurant la criticité du cœur au cours de l'irradiation. En effet, la réactivité diminuant en REP, le k_∞ initial doit

Paramètres géométriques		Données relatives aux matériaux	
Nombre de crayons	264	Densité du combustible	10,02 $g.cm^{-3}$
Nombre de tubes guides	25	Température du combustible	650 $^{\circ}C$
Pas du réseau	1,262 cm	Densité de puissance thermique	30 $W.g^{-1}oxyde$
Rayon de la pastille	0,410 cm	Densité de l'eau	0,716 $g.cm^{-3}$
Rayon externe de la gaine	0,475 cm	Température de l'eau	305 $^{\circ}C$
Rayon interne du tube	0,550 cm	Concentration en Bore	600 ppm
Rayon externe du tube	0,616 cm	Matériau de la gaine	Zircaloy 4
Puissance thermique du réacteur	2785 MW	Densité de la gaine	5,763 $g.cm^{-3}$
Masse de métaux lourds	72,3 t	Température de la gaine	305 $^{\circ}C$

TABLE 1.1 – Données principales relatives au concept de REP utilisé pour les modèles présents dans le code CLASS [42]

permettre au réacteur d'être critique jusqu'à la Fin de Cycle. Le modèle connaît, par ailleurs, le nombre de rechargements théoriques, noté x , mais non simulés, du réacteur et la masse du combustible à charger. Un prédicteur de k_{cible}, ici de k_{∞}, est donc appelé pour estimer l'évolution de la réactivité au cours de l'irradiation associée au combustible en construction. Un coefficient moyen, $< k_{\infty} >$, est ensuite calculé comme étant la moyenne des k_{∞} aux x temps de rechargement théorique. Ce $< k_{\infty} >$ est alors comparé avec une valeur cible définie par l'utilisateur, appelée k_{seuil}, comme l'illustre la figure (1.13) issue de la thèse de doctorat de A. Somaini, soutenue en 2017 et effectuée au CNRS [32]. Le choix du k_{seuil} est une source importante d'erreur pour cette étape de la simulation [48][49]. Le k_{seuil} est usuellement compris entre 1,02 et 1,04, cette valeur intègre certaines simplifications de modélisation des REP telles que les prise en compte des fuites ou encore l'insertion des barres de contrôle.

Dans les RNR-Na, la variation de la réactivité au cours de l'irradiation est *a priori* inconnue. Dès lors, le modèle de fabrication du combustible monozone des RNR détermine la teneur fissile en Début de Cycle afin d'atteindre un k_{eff} cible, défini par l'utilisateur, en Début de Cycle, en Fin de Cycle ou une valeur maximale de k_{eff}. Ce choix suppose de savoir gérer la réactivité pendant l'irradiation, par exemple en s'assurant que le poids des barres de contrôle associées au réacteur compense toutes les sur-criticités possibles. Un prédicteur de k_{cible}, ici de k_{eff}, est donc appelé par le modèle.

Le principe de fonctionnement du modèle de fabrication du combustible monozone est

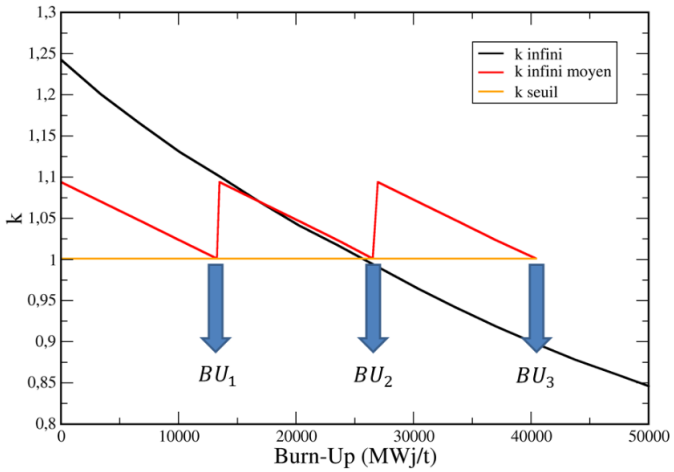


FIGURE 1.13 – Évolution du k_∞ en REP en fonction du burnup [32]

schématisé sur la figure (1.14) [50].

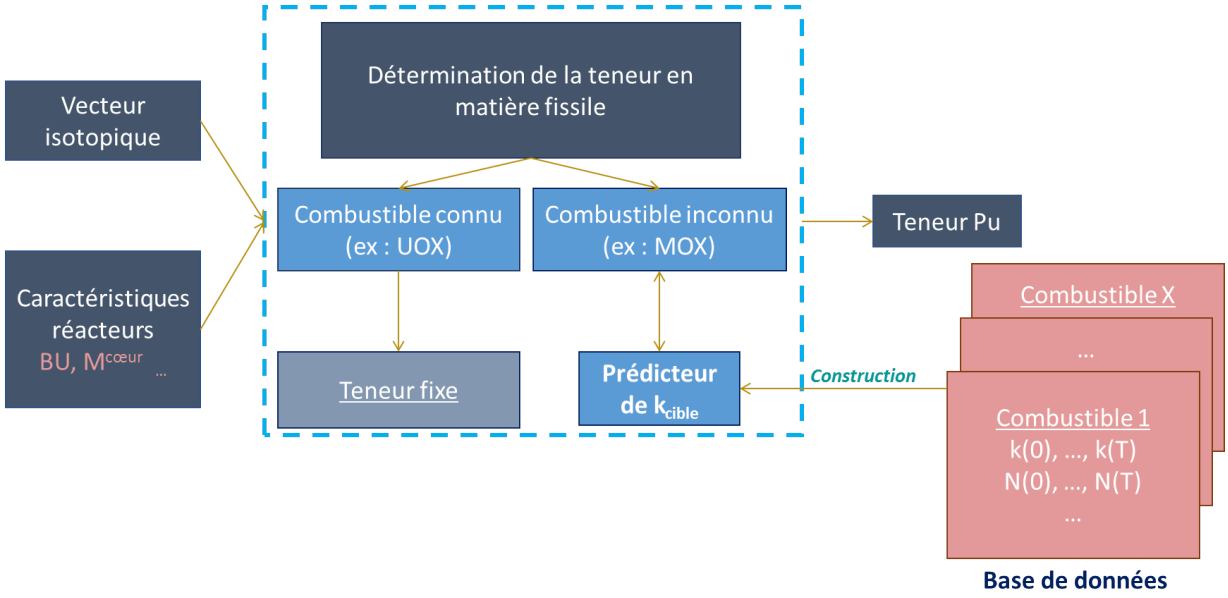


FIGURE 1.14 – Schéma de fonctionnement du modèle de fabrication du combustible monozone

Modèles d'irradiation du combustible monozones

De même que pour la fabrication des combustibles, la méthode la plus simple pour décrire l'évolution de la composition du combustible en réacteur est d'utiliser une recette. Cette méthode, non dynamique, s'appuie sur une définition de l'évolution de la composition d'intérêt en amont de la simulation de scénario. Cette évolution d'un combustible donné est qualifiée de composition fixe.

Cependant, le plus souvent, la construction des combustibles étant dynamique et s'adaptant aux matières présentes en cycle, les évolutions des compositions en réacteur doivent pouvoir être calculées au fil de l'eau. Le modèle d'irradiation du combustible monozone résout donc les équations de Bateman, présentées par l'équation (1.9) de la partie (1.3), afin de

calculer l'évolution des compositions isotopiques du combustible au cours du temps. Dans le code CLASS, les sections efficaces considérées concernent uniquement les réactions de fission, de capture et (n,2n).

La puissance du réacteur, P_{tot}, est fixée au cours de l'irradiation. Dans les modèles d'irradiation, le temps de cycle du réacteur est connu et les constantes de décroissance radioactive λ_i font appel à des valeurs tabulées. Par ailleurs, les quantités initiales N_i au chargement du réacteur sont déterminées par les modèles de fabrication du combustible utilisés. Les sections efficaces moyennées sur le spectre neutronique sont, par contre, *a priori* inconnues. Elles dépendent à la fois de la composition initiale du combustible chargé dans le réacteur et du temps d'irradiation. Pour obtenir les $< \sigma_{i,r} > (t)$, le modèle utilise un prédicteur de sections efficaces. En pratique, il y a un prédicteur par couple (isotope, réaction). Le flux global $\overline{\phi}(t)$ est ensuite calculé à partir de la formule (1.13), transformation de l'équation (1.11), avec i représentant les différents isotopes du combustible. En pratique, pour résoudre ces équations, le modèle utilise la méthode de Runge Kutta d'ordre 4. Le temps de cycle total du réacteur est divisé en N_{pas} choisi par l'utilisateur. Chaque intervalle entre deux pas est divisé en dix sous-intervalles fixes. Les valeurs de sections efficaces sont considérées constantes entre deux N_{pas}, par contre, le flux et les inventaires sont mis à jour pour chaque sous-intervalle de temps.

$$\overline{\phi}(t) = \frac{P_{tot}}{\sum_i (\epsilon_i^{fis} \cdot < \sigma_{i,fis} > (t) \cdot N_i(t))} \tag{1.13}$$

Le principe de fonctionnement du modèle d'irradiation du combustible monozone est schématisé sur la figure (1.15) [50].

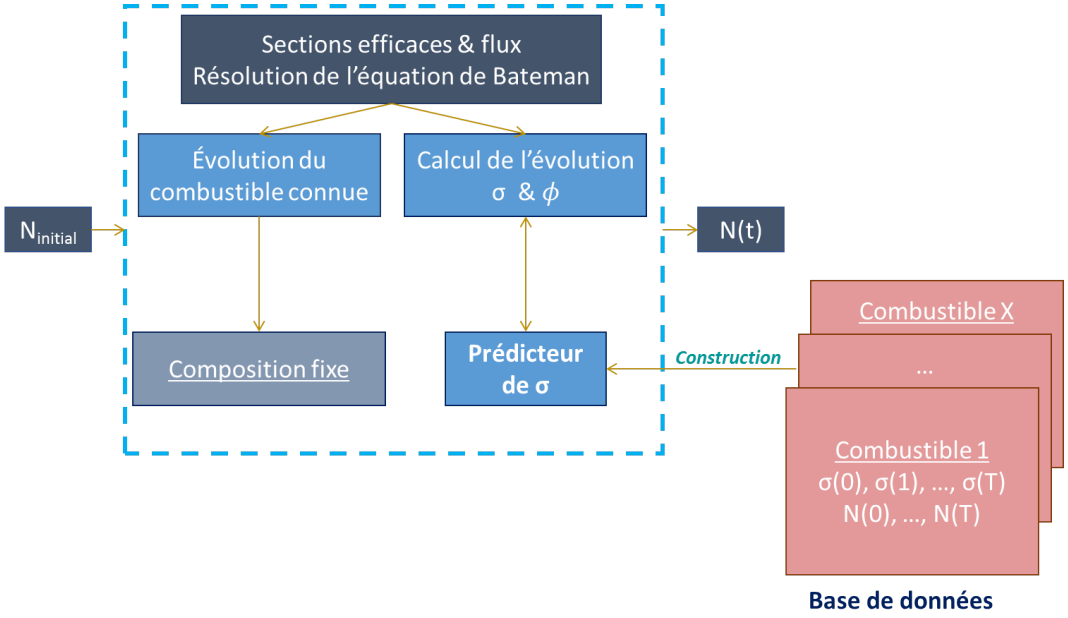


FIGURE 1.15 – Schéma de fonctionnement du modèle d'irradiation du combustible monozone

Base de données

Pour les deux types de modèle physique, des prédicteurs sont nécessaires, ces prédicteurs sont des interpolateurs multidimensionnels et non linéaires de type réseau de neurones. Les réseaux de neurones actuellement utilisés dans le code CLASS sont de type *Multi-Layer Perceptron*, ou perceptron multicouche (PMC), dont le fonctionnement est présenté dans la

sous-section (1.4.2.3). Dans le cadre de la thèse, ces outils sont fournis par la librairie *Toolkit for MultiVariate data Analysis* (TMVA) [51] de l'environnement ROOT [52]. Ces PMC sont construits à partir de bases de données, comme l'illustre les schémas (1.14) et (1.15).

Ces bases de données sont constituées d'évolutions temporelles de grandeurs d'intérêt, sections efficaces et k_∞ ou k_{eff}, pour un très grand nombre de compositions initiales de combustibles associées au réacteur considéré. Ces évolutions peuvent être obtenues à partir de calcul d'évolution Monte-Carlo ou encore de calculs déterministes. Elles forment une base de données d'évolutions. Chaque évolution diffère des autres par la composition initiale de leur(s) combustible(s) neuf(s). L'ensemble de ces combustibles doit être représentatif des compositions qui pourront être chargées dans ces types de réacteurs au cours d'un scénario. Le choix des bornes de variation de la proportion de chaque isotope permet de limiter l'espace des compositions à explorer en excluant des vecteurs isotopiques improbables, comme, par exemple, une proportion en plutonium ^{238}Pu supérieure à 50% dans un combustible MOX. Les compositions initiales de chaque calcul de la base de données sont ensuite tirées par la méthode du *Latin Hypercube Sampling*, ou échantillonnage par hypercube latin (LHS) [53] entre les bornes de variation définies.

Les deux sous-sections qui suivent, présentent le principe de la méthode du LHS ainsi que le principe de fonctionnement des PMC. La méthode du LHS est utilisée dans le chapitre 2 pour réaliser les bases de données dédiées au réacteur de type ASTRID. Le développement de PMC, à partir de ces bases, fait l'objet du chapitre 3.

1.4.2.2 Méthode de l'hypercube latin

Le *Latin Hypercube Sampling*, ou échantillonnage par hypercube latin est une méthode d'échantillonnage de N points dans un espace à p dimensions [53]. Les p variables sont considérées indépendantes. Tout d'abord, les p dimensions sont toutes divisées en N intervalles de probabilité $1/N$. Ensuite, pour chaque dimension, une valeur par intervalle est aléatoirement tirée, ainsi, il y a donc un unique point par intervalle. Le résultat d'un tirage LHS est une matrice de dimension $N \cdot p$ de valeurs comprises entre 0 et 1 qui sont ensuite renormalisées dans les bornes de variation de chacune des variables. En imposant lors du tirage une distance optimale entre les points, cette méthode garantit une répartition uniforme des N points sur l'espace de variation final.

Dans le cas d'un espace à deux dimensions et du tirage de quatre points, la situation peut être schématisée par la figure (1.16).

1.4.2.3 Fonctionnement général des réseaux de neurones

Les réseaux de neurones disponibles dans le code CLASS sont des PMC fournis par TMVA. Il existe, par ailleurs, un grand nombre de bibliothèques proposant ce type d'outils, par exemple la plateforme *opensource* TensorFlow, développée par Google. Le principe de fonctionnement des PMC est rapidement présenté ci-dessous.

Au départ, le fonctionnement des réseaux de neurones s'inspire du cerveau humain et du système de communication entre les neurones au travers des synapses [54]. Chaque neurone est connecté à plusieurs autres et reçoit de ceux-ci, de l'information quasiment en continu. Si cette information est d'importance, le neurone s'active, et transmet à son tour l'information

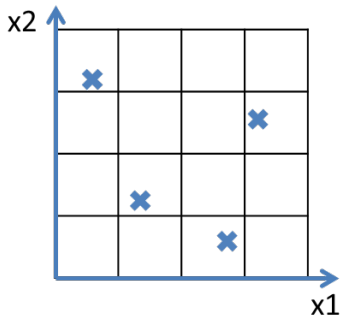


FIGURE 1.16 – Exemple du tirage de quatre points par la méthode du LHS dans un espace à deux dimensions

aux autres neurones en aval, auxquels il est connecté, en sommant les informations obtenues par tous les neurones en amont.

En pratique, un PMC est composé d'une ou plusieurs couches de neurones connectées entre elles, comme le montre la figure (1.17). Il y a une couche de neurones d'entrée, L couches cachées et une couche de sortie. Le nombre de couches de neurones ainsi que le nombre de neurones N par couches cachées sont variables et laissés au choix de l'utilisateur. Les neurones portés par la couche d'entrée correspondent aux x_i paramètres d'entrée du réseau, c'est-à-dire les variables de la fonction considérée. Sur la couche de sortie, les neurones représentent les y_j observables prédites *in fine* par le réseau. Les x_i peuvent être, par exemple, le temps, la composition initiale du combustible, *etc*, les y_i peuvent être le k_{eff}, une section efficace, *etc.*

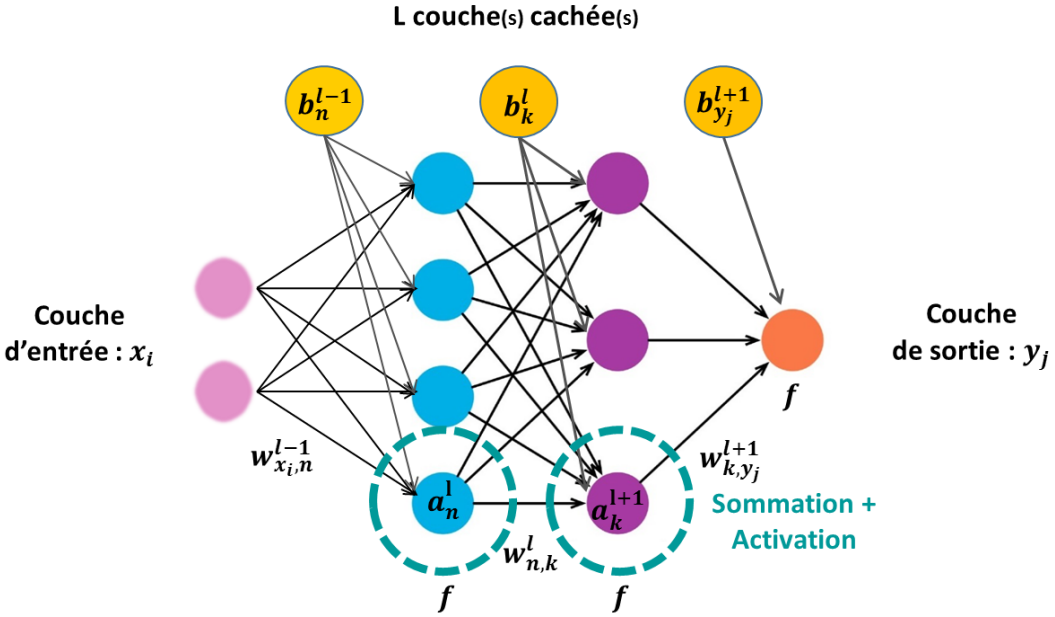


FIGURE 1.17 – Exemple d'architecture d'un perceptron multicouche

Chaque neurone n de la couche cachée l porte une fonction dont le résultat est une valeur comprise entre 0 et 1. Cette valeur est appelée activation du neurone et est notée dans la suite

a_n^l. L'activation du neurone n, a_n^l, influe sur l'activation de tous les neurones de la couche *l+1*. En effet, chaque neurone n de la première couche est relié à tous les neurones k de la suivante et un poids, $\omega_{n,k}^l$, est associé à chacune de ces connexions. Par ailleurs, un seuil d'activation ou biais, noté b_k^l, est associé aux connexions entre la couche l et un neurone k de la couche *l+1*. Il définit le seuil à partir duquel un neurone k est effectivement activé.

Ainsi, un réseau composé d'un paramètre d'entrée, d'une observable de sortie et de deux couches cachées d'un neurone chacune, possède trois poids et trois biais, comme le montre la figure (1.18).

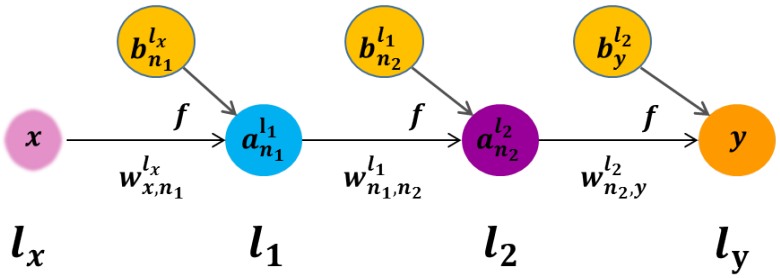


FIGURE 1.18 – Exemple d'un réseau simple

L'activation d'un neurone k de la couche *l+1*, a_k^{l+1}, formalisé par l'équation (1.14), est la somme du seuil d'activation du-dit neurone et du produit des poids et des activations de la couche l à laquelle est appliquée une fonction f dite fonction d'activation. Cette fonction assure que le résultat soit bien compris entre 0 et 1. La sigmoïde, la tangente hyperbolique et la ReLU sont souvent utilisées comme fonction d'activation.

$$a_k^{l+1} = f(b_k^l + \sum_n \omega_{n,k}^l \cdot a_n^l) \tag{1.14}$$

La génération d'un PMC réside donc dans la détermination et l'ajustement de l'ensemble des poids et des biais décrit par le vecteur E de l'équation (1.15).

$$E = \begin{bmatrix} \omega_{1,1}^0 \\ \vdots \\ \omega_{n,k}^l \\ b_1^0 \\ \vdots \\ b_k^l \end{bmatrix} \tag{1.15}$$

Ce processus en deux temps utilise une base de données composée d'un très grand nombre de couples (entrées, sorties) couvrant l'ensemble du futur espace de validité du réseau. Cette base est divisée par l'algorithme en un certain nombre de lots d'entraînement et de lots de test. Ces lots permettent de déterminer les poids de chacune des branches du réseau par comparaison entre l'estimation faite par le réseau et les valeurs issues de la base de données.

Généralement, le premier vecteur E de poids et de biais est choisi aléatoirement. Ensuite, lors de la phase d'apprentissage, le réseau va être nourri avec un lot d'entraînement composé de couples (entrées, sorties). Pour chacun des i couples, le réseau absorbe à la fois les x^i paramètres d'entrée et les $y^{i,th}$ observables de sortie correspondantes. Pour chaque couple, le réseau calcule l'erreur, ou fonction de coût, C^i, entre les observables réelles, $y^{i,th}$, et ses

prédictions $y^{i,pr}$. Son objectif est de minimiser cette fonction pour l'ensemble des couples du lot parcouru. En pratique, cela signifie diminuer, pour chaque observable de sortie, la somme des erreurs quadratiques C sur l'ensemble des prédictions, exprimée par la formule (1.16).

$$C = \sum_i C^i = \sum_i (y^{i,th} - y^{i,pr})^2 \tag{1.16}$$

En prenant l'exemple d'un réseau ayant deux paramètres d'entrée, x^1 et x^2 et une observable de sortie y, cela revient à chercher le minimum d'une surface, $C(E)$, représentant l'erreur entre la prédiction du réseau et la valeur y dans le plan formé par les plages de variation de x^1 et x^2. La figure (1.19) schématise la situation.

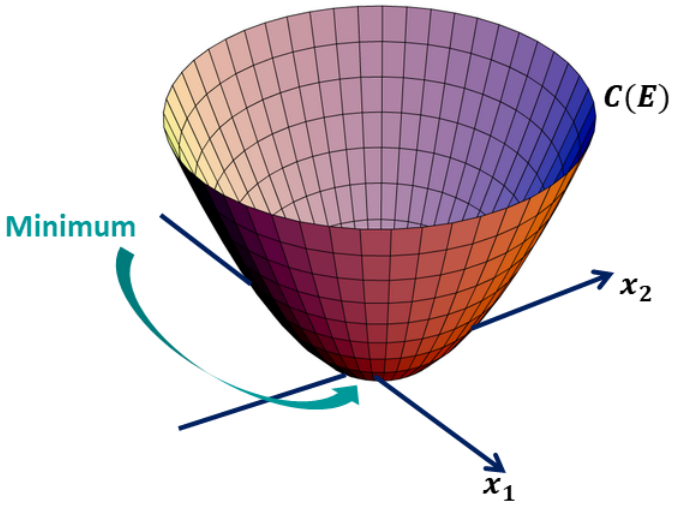


FIGURE 1.19 – Cas simple de minimisation de la fonction de coût

Minimiser le vecteur d'erreurs moyennes C revient en pratique à déterminer le vecteur de facteurs correctifs moyens à multiplier au vecteur E. Numériquement, ce vecteur de facteurs correctifs moyens est calculé par rétro-propagation des erreurs.

Pour chaque observable de sortie d'un couple (entrées, sorties) du lot d'entraînement parcouru, le réseau détermine un coefficient η par poids et par biais de la dernière couche cachée afin de corriger touts les $y^{i,pr}$ de la couche de sortie, c'est-à-dire pour annuler le terme $y^{i,th} - y^{i,pr}$. Puis le réseau propage ces coefficients à la couche inférieure, il détermine donc un nouveau coefficient η par poids et par biais de l'avant dernière couche cachée corrigeant la dernière couche cachée. Cette rétro-propagation remonte jusqu'à la couche d'entrée. Ainsi, pour chaque observable, le réseau obtient un vecteur de coefficients correctifs de la même taille que le vecteur E et dont chaque coefficients est associé à un poids ou un biais du vecteur E. A cette étape là, il y a autant de vecteur de coefficients correctifs que le nombre d'observables de sortie, multiplié par le nombre de couples du lot.

En moyennant tous ces vecteurs de coefficients, le réseau obtient le vecteur de facteurs correctifs moyens qu'il utilise pour modifier le vecteur E. En répétant cette opération de manière itérative, le vecteur E converge vers les paramètres corrigés du réseau de neurones.

Lors de la phase de test, le PMC absorbe un lot de test composé d'un grand nombre de jeux de paramètres d'entrée auxquels il n'a pas encore été confronté. Il vérifie alors la précision de ses prédictions et la compare à un taux de réussite fixé par l'utilisateur.

Par itérations successives des phases d'apprentissage et de test, le PMC ajuste donc E jusqu'à un optimum local.

Pour optimiser ce processus de rétro-propagation, plusieurs méthodes sont disponibles. Dans ce travail, la méthode de *Broyden-Fletcher-Goldfarb-Shannon* (BFGS) est utilisée [55][56] [57][58].

Conclusion du chapitre

Ce premier chapitre rappelle qu'étant donné l'objectif de réduction des émissions de CO_2, à l'échelle mondiale, pour limiter les conséquences du réchauffement climatique, la part du nucléaire dans le mix énergétique va potentiellement être amenée à augmenter. Cependant, en France, les lois, décrets et débats publiques relatifs à la transition énergétique remettent en question la place du nucléaire dans le mix électrique. Par conséquent, la stratégie d'évolution du parc électronucléaire français peine à être définie. Or l'adoption d'une stratégie conditionne le statut de certaines matières radioactives, et notamment du plutonium.

L'une des stratégies, historiquement étudiée en France, considère le déploiement progressif de RNR-Na de IV^{e} génération dans le parc, et a donné lieu à la conception du démonstrateur ASTRID, par le CEA et ses partenaires industriels. L'un des intérêts de cette transition est de permettre la valorisation du plutonium accumulé en le multi-recyclant. Pour analyser les potentialités effectives de ces réacteurs de type ASTRID sur la gestion dynamique du plutonium à moyen terme, des études prospectives et notamment de scénarios électronucléaires sont nécessaires.

L'objectif de cette thèse est donc d'étudier l'impact sur le plutonium de l'intégration de RNR-Na de type ASTRID dans des parcs composés de REP en fonction des différentes options de recyclage des matières fissiles en cycle. Pour ce faire, un grand nombre de scénarios électronucléaires doivent être simulés. Le code CLASS est l'outil de simulations d'évolution de parcs électronucléaires utilisé dans le cadre cette thèse. Au préalable, de nouveaux modèles, permettant de restituer le fonctionnement des réacteurs de type ASTRID en fonction des combustibles chargés, doivent être développés dans le code. Cela implique, en amont, une étude du comportement neutronique du réacteur au cours de l'irradiation. Cette première étape est présentée dans le chapitre suivant.

Chapitre 2

La simulation de RNR de type ASTRID

Sommaire

Introduction du chapitre 40

2.1 Outils de simulation 41

2.1.1 Équation du transport 41

2.1.2 Simulation Monte-Carlo statique 41

2.1.3 Simulation Monte-Carlo en évolution 43

2.2 Modélisation du cœur de type ASTRID 45

2.2.1 Modélisation du cœur isogénérateur de plutonium 45

2.2.1.1 Description de la géométrie 46

2.2.1.2 Définition des matériaux 50

2.2.2 Transformation du modèle en incinérateur de plutonium 54

2.3 Étude du système de référence 58

2.3.1 Simulations de référence 58

2.3.2 Validation des principales hypothèses de modélisation 64

2.3.2.1 Impact de la division par zone 64

2.3.2.2 Impact de la division temporelle 66

2.3.2.3 Effet du rechargement 68

2.3.2.4 Impact de l'homogénéisation du combustible 71

2.3.2.5 Bilan des biais de modélisation induits 72

2.3.3 Vérification d'observables liées à la sûreté 73

2.3.3.1 Effet de vidange 73

2.3.3.2 Effet Doppler 76

2.3.3.3 Poids des assemblages de commande 77

2.3.3.4 Résumé des paramètres de simulation 79

2.4 Conséquences d'un changement de la composition du combustible 81

2.4.1 Sélection de nouvelles compositions 81

2.4.2 Impact sur l'évolution de la réactivité 82

2.4.3 Impact sur le comportement du réacteur 83

2.4.4 Impact sur l'effet de vidange 84
2.4.5 Impact sur l'effet Doppler 85
2.5 Génération de bases de données 85
2.5.1 Calibration des paramètres de simulation 86
2.5.2 Analyse des incertitudes statistiques 87
2.5.3 Définition des bornes de la base et tirage des compositions 90
2.5.4 Analyse des bases d'évolution 92
2.5.4.1 Évolution de la réactivité 92
2.5.4.2 Évolution des taux de réaction 94
2.5.4.3 Évolution des inventaires en plutonium et en actinides mineurs 96
***Conclusion du chapitre* 98**

Introduction du chapitre

Le chapitre 1 évoque la place incertaine du nucléaire dans le mix énergétique mondial et français pour les décennies à venir et les conséquences sur le statut ambivalent du plutonium à ces deux échelles. C'est dans ce contexte que s'insère, pour ce travail de doctorat, la simulation de scénarios électronucléaires. Ces derniers portent sur l'analyse de l'impact de l'intégration de réacteurs à neutrons rapides de type ASTRID, sur les quantités de plutonium et d'actinides mineurs dans un parc de réacteurs à eau pressurisée. Pour développer les modélisations nécessaires à l'étude de ces scénarios, il est primordial de comprendre la neutronique particulière des réacteurs de type ASTRID. Ce chapitre 2 se consacre donc à l'étude de systèmes de type ASTRID : l'un isogénérateur de plutonium et le second incinérateur de plutonium, *i.e.* qui ont pour objectifs respectifs d'avoir un bilan nul ou négatif, sur une irradiation, en termes de quantité de plutonium produite.

Dans une première partie, ce chapitre 2 présente le principe des codes de simulation stochastiques utilisés pour la résolution de l'équation du transport des neutrons associés au code d'évolution VESTA. Les détails de la modélisation géométrique et des compositions choisies pour les différents matériaux sont présentés dans une deuxième partie. La troisième partie du chapitre 2 décrit l'étude neutronique du système de type ASTRID, dans sa configuration de référence tout d'abord, puis en modifiant plusieurs options de calcul afin de valider certains choix de modélisation. Une vérification de plusieurs observables liées à la sûreté des RNR est alors effectuée. L'objectif principal de cette étude neutronique est d'estimer les erreurs induites sur les estimations des inventaires en réacteur, en fin d'irradiation, ces biais étant portés par les bases de données réacteurs utilisées pour les études de scénarios. La dernière partie du chapitre 2 s'intéresse donc à la génération d'une banque de données associée à chacun des modèles de réacteur de type ASTRID définis en amont. La fabrication de ces bases de données nécessite, en premier lieu, plusieurs étapes afin de définir l'espace qu'elles doivent couvrir et de minimiser les erreurs intrinsèques. Enfin, l'analyse de la base de données est effectuée, afin de construire les modélisations des réacteurs pour le code CLASS, ce qui fait l'objet du chapitre 3.

2.1 Outils de simulation

Cette partie présente succinctement les deux codes utilisés dans ce chapitre, pour simuler le comportement neutronique des réacteurs de type ASTRID en évolution.

2.1.1 Équation du transport

La distribution des neutrons dans la matière selon les variables d'espace, d'énergie et de direction, est régie par l'équation de Boltzmann, décrite par la formule (2.1) en se plaçant dans le cas stationnaire [59]. Cette équation directe du transport fait le bilan entre la disparition et l'apparition de particules, ici de neutrons, sur un volume élémentaire [33]. Dans cette équation, $\mathbf{r}$ représente les coordonnées spatiales, $\mathbf{\Omega}$ les coordonnées angulaires et E la variable énergétique. Le terme de transport traduit la fuite des neutrons hors du système. Le terme de disparition fait référence à la sortie des neutrons du volume élémentaire par interactions avec les noyaux constituant la matière. Le terme d'apparition correspond à la création de neutrons par fission ($\mathscr{Q}_f(\mathbf{r},\mathrm{E})$), l'arrivée dans le volume élémentaire de neutrons par diffusion ($\mathscr{Q}_s(\mathbf{r},\mathrm{E},\mathbf{\Omega})$) et à une potentielle source externe de neutrons ($\mathscr{S}_e$).

$$\mathbf{\Omega} \cdot \nabla\phi(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) + \Sigma_t(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) \cdot \phi(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) = \mathscr{Q}_f(\mathbf{r}, E) + \mathscr{Q}_s(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) + \mathscr{S}_e \tag{2.1}$$

Dans les calculs de réacteurs critiques, la source externe est très souvent négligée, $\mathscr{Q}_s(\mathbf{r},\mathrm{E},\mathbf{\Omega})$ et $\mathscr{Q}_f(\mathbf{r},\mathrm{E})$ sont supposés linéaires avec le flux. Le paramètre appelé Coefficient de multiplication effectif des neutrons (k_{eff}) est introduit dans l'équation du transport qui devient alors une équation aux valeurs propres. L'équation (2.1) peut alors être reformulée, pour $\mathscr{Q}_f(\mathbf{r},\mathrm{E})$ explicite, comme le présente l'équation (2.2) [59].

$$\mathbf{\Omega} \cdot \nabla\phi(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) + \Sigma_t(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) \cdot \phi(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) = \mathscr{Q}_s(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}) + \frac{1}{k_{eff}}\mathscr{Q}_f(\mathbf{r}, E) \tag{2.2}$$

Deux voies principales de résolution numérique sont utilisées actuellement dans le monde de la recherche et de l'industrie : la voie déterministe et la voie stochastique. L'utilisation de la voie déterministe permet généralement de diminuer les temps de simulation et d'obtenir des résultats très précis, mais elle nécessite de discrétiser l'équation du transport pour sa résolution. A l'inverse, la voie stochastique permet de modéliser exactement le système, mais les résultats obtenus, plus longs à évaluer, sont entachés d'une incertitude statistique. Le choix de la méthode à adopter est souvent un compromis entre le nombre de dimensions du système, de l'objectif recherché et des moyens de calculs disponibles.

Dans ce travail de thèse, le choix s'est porté sur l'approche stochastique, aussi appelée approche Monte-Carlo, pour la résolution de l'équation du transport. Les sections suivantes présentent le principe des simulations statiques et en évolution ainsi que les codes utilisés.

2.1.2 Simulation Monte-Carlo statique

Principe de la méthode

La méthode Monte-Carlo est une méthode probabiliste qui simule la réalité microscopique en suivant de façon individuelle N particules afin d'estimer des grandeurs macroscopiques caractéristiques [60], comme par exemple le flux neutronique ou le Coefficient de multiplication effectif des neutrons. Cette méthode calcule le cheminement de chaque particule à travers la matière, c'est-à-dire sa création, sa propagation, ses interactions et sa disparition. Cette suite

d'événements est appelée une histoire. Cependant, ces calculs sont statiques car ils résolvent l'équation du transport indépendamment du temps, comme exprimé par l'équation (2.2).

Pour estimer une grandeur macroscopique, la méthode Monte-Carlo moyenne la contribution des particules simulées individuellement, appelé *score*. Chaque évènement subi par la particule, par exemple une interaction entre une particule et la matière, est modélisé par des probabilités. Ces probabilités sont issues des bibliothèques de données nucléaires, nécessairement associées aux codes de calculs stochastiques. Cette estimation converge vers la grandeur recherchée avec l'augmentation du nombre d'histoires simulées. La vitesse de convergence de la méthode Monte-Carlo est donc assez lente, la variance relative décroît de façon proportionnelle à $1/\sqrt{N}$. Cette vitesse est ainsi directement liée au nombre de particules simulées, mais indépendante du nombre de dimensions du système, *i.e.* du niveau de discrétisation de l'équation à résoudre. Les technologies actuelles ne peuvent toutefois pas simuler les 10^{19} particules environ, produites par seconde dans le cœur d'un REP en fonctionnement normal [33]. Ainsi, un échantillon représentatif doit être utilisé. La représentativité des histoires simulées et donc des grandeurs évaluées est satisfaisante si et seulement si N est suffisamment grand, autrement les résultats peuvent être fortement biaisés [61][62].

Deux types de calculs peuvent être effectués avec la méthode Monte-Carlo : les calculs à source fixe et les calculs de criticité. Ces derniers sont nécessairement particuliers puisque l'histoire d'un neutron dans un système critique est infinie, par définition de la criticité. Pour pallier cette problématique, les neutrons sont simulés génération par génération, *i.e.* une réaction de fission signe l'arrêt de l'histoire du neutron dans ce type de calculs.

Dans ce cas, après échantillonnage des paramètres caractérisant la première génération de neutrons pour initialiser la position de la source dans le système, la méthode d'itération sur la puissance, qui consiste à simuler les générations successivement et à mettre en œuvre la renormalisation, assure que la simulation atteigne le mode fondamental au bout d'un certain nombre de générations. Ces calculs se font donc en plusieurs étapes successives, appelés cycles.

Ainsi, le cheminement des n particules, dites "de première génération", est simulé jusqu'à leur disparition, ensuite le code stochastique de neutronique se sert des sites de fissions obtenus afin de déterminer les lieux de naissance des particules de la génération suivante. A chaque cycle, autant de particules n naissent. Ainsi, s'il y a, à l'issue d'une étape, plus de sites de fissions que de particules à naître à l'étape suivante, le code effectue un tirage aléatoire des sites à conserver, c'est la méthode dite de renormalisation.

Chaque histoire simulée au sein d'une génération permet de mettre à jour les statistiques des grandeurs caractéristiques. En considérant les générations de neutrons indépendantes, il est possible d'utiliser les estimateurs classiques de l'espérance et de la variance. A ce dernier estimateur, est associé un sens statistique à l'aide du théorème central limite.

En pratique, les premiers cycles simulés, appelés cycles inactifs, servent à faire converger la distribution spatiale, énergétique et angulaire, des particules vers une distribution stationnaire représentative de la physique. Les cycles suivants, appelés cycles actifs, servent à la convergence statistique des estimations. Le choix du nombre de cycles actifs et inactifs est laissé à l'appréciation de l'utilisateur de même que le nombre de particules à simuler par cycle.

Problématique de la convergence des sources

En pratique, il n'est pas aisé de déterminer, en amont de la simulation, à quel moment la stationnarité de la distribution des sites de fissions est atteinte, c'est-à-dire à quel moment, l'ajout de cycles supplémentaires ne modifie plus la distribution des sites de fissions. Une phase de tâtonnements est souvent nécessaire, en regardant notamment la variation de l'incertitude

associée à l'estimation du k_{eff} et du flux neutronique.

Par ailleurs, l'hypothèse d'indépendance des générations n'est raisonnable que pour l'étude de systèmes fortement couplés. Dans le cas des systèmes découplés, caractérisés par un rapport de dominance proche de un, de fortes corrélations temporelle [62] et spatiales [63], appelées *clustering* ou problématique de la convergence des sources, affectent les générations successives de neutrons et contraignent à l'utilisation d'estimateurs de l'incertitude prenant en compte ces corrélations.

Par exemple, dans les géométries de grandes tailles, la position des sites de naissance des particules peut converger vers une distribution particulière et non physique. Pour contrer ces effets, il est d'usage, pour un même nombre total de particules simulées, N, de privilégier le choix d'un grand nombre de particules par cycle plutôt qu'un grand nombre de cycle. Il faut noter que le problème de *clustering* est souvent moins pénalisant dans les réacteurs à spectre rapide du fait de leur plus grande compacité, donc d'une dimension caractéristique plus petite, et du plus grand libre parcours moyen des neutrons.

Lorsqu'un très grand nombre de calculs doit être réalisé pour une étude, il peut être judicieux d'utiliser une source pré-convergée afin d'initialiser la distribution des neutrons et donc, de réduire drastiquement le nombre de cycles inactifs à simuler avant de pouvoir estimer les grandeurs d'intérêt. Les sites de fissions, utilisés ensuite pour la naissance de la première génération de particules des calculs d'intérêt, sont situés sur la distribution finale de la source pré-convergée. C'est l'approche que nous avons choisie pour nos calculs.

Le code MCNP

Dans ce travail de thèse, les simulations Monte-Carlo statiques réalisées sont des calculs de criticité, les particules considérées étant uniquement des neutrons. Toutes les simulations Monte-Carlo statiques effectuées ont été réalisées avec le code *Monte Carlo N-Particle transport code* (MCNP), principalement en utilisant la version 6 [64]. Ce code, largement utilisé pour ce type de calcul, est développé par le *Los Alamos National Laboratory* (LANL).

Dans ce logiciel, la définition des observables d'intérêt spécifiques d'un calcul se fait en utilisant les *tallies*. Les *tallies* sont normalisés par neutrons sources.

Par exemple, le flux moyen des neutrons, $< \phi >$, d'énergies comprises entre E_0 et E_1, dans une cellule x de volume V, est calculé par la formule (2.3), où n représente le nombre de particules simulées par cycle, C le nombre de cycles et δ la distance parcourue par le k^{e} neutron d'énergie comprise entre E_0 et E_1 dans la cellule [32].

$$< \phi_{x,E} >= \int_{E_0}^{E_1} \phi_x(E)dE = \frac{1}{n \cdot C} \frac{\sum\limits_k \delta(E)}{V} \tag{2.3}$$

Le code MCNP peut aussi évaluer le taux de réaction $< \sigma\phi >$, dans la cellule x, pour la réaction r sur le noyau i, en utilisant l'expression (2.4). Pour connaître $\sigma_{i,r}(E)$, le code MCNP utilise les bibliothèques de données nucléaires.

$$< \sigma\phi_x >= \int_E \sigma_{i,r}(E)\phi_x(E)dE \tag{2.4}$$

2.1.3 Simulation Monte-Carlo en évolution

Principe de la méthode

La résolution de l'équation du transport présentée dans la section précédente est, par définition, stationnaire. Ainsi, l'estimation des grandeurs macroscopiques d'intérêt se fait à un instant précis. Par conséquent, les compositions isotopiques des matériaux n'évoluent pas.

Afin de prendre en compte les changements de composition au cours de l'irradiation, les codes d'évolution couplent la résolution statique de l'équation de Boltzmann, qui permet de calculer le flux neutronique en fonction de l'énergie, avec la résolution des équations Bateman, équations présentées dans la partie (1.3) du chapitre 1. Ces équations représentent un bilan des quantités d'un noyau donné i, par unité de temps, en fonction des taux de réaction et des constantes de décroissance radioactive qui le font apparaître ou disparaître.

Pour résoudre les équations de Bateman, les données temporelles nécessaires, au temps t_1, sont la composition des combustibles d'intérêt au temps t_0, le flux neutronique et les sections efficaces moyennées sur le spectre de neutrons.

La première approche pour calculer les taux de réaction est donc de définir, un par un, chacun des taux de réaction nécessaires à la résolution des équations, *i.e.* pour chaque couple (isotope, réaction). Ainsi, un premier calcul de transport est effectué pour estimer tous les $< \sigma\phi_x > (t)$ nécessaires, présentés par l'équation (2.4). Ensuite, le code d'évolution résout numériquement les équations en considérant les $< \sigma\phi_x > (t)$ et le spectre constants sur le pas de temps dt, afin d'évaluer la nouvelle composition isotopique du matériau d'intérêt. Au pas de temps suivant, un nouveau calcul de transport est réalisé avec ces nouvelles compositions. Cette approche, dite *ponctuelle*, est cependant très chronophage car il y a un grand nombre de grandeurs à estimer. C'est pourquoi, dans les codes d'évolution, l'approche multigroupe est très fréquemment utilisée.

L'approche multigroupe utilise seulement le calcul de $< \phi_{x,E} >$, exprimé par la formule (2.3) dans le code de transport. Cette approche repose sur le principe que l'égalité (2.5) est vérifiée. Le calcul des taux de réaction est donc fait en dehors du code de transport, en utilisant l'équation (2.6), les $\sigma_{i,r}(E)$ provenant toujours de l'utilisation de bibliothèques de données nucléaires. Le principe de résolution des équations de Bateman, en dehors du calcul des taux de réaction, est conservé. Cette approche est une approximation, permettant principalement un gain sur le temps de calcul, mais qui induit des biais sur l'estimation de l'évolution des compositions isotopiques. Pour réduire ces biais et donc, considérer que les équations (2.4) et (2.6) sont équivalentes, la discrétisation énergétique doit être fine, *i.e.* le nombre de groupes d'énergie très important.

$$\int_{E_0}^{E_1} \phi_x(E)dE = \frac{< \phi_{x,E} >}{\Delta E} \tag{2.5}$$

$$< \sigma\phi_x >= \sum_i \sigma_{i,r}(E) \cdot < \phi_{x,E} > \Delta E \tag{2.6}$$

Le code VESTA

Dans ce travail de thèse, les simulations Monte-Carlo en évolution sont réalisées avec le code VESTA, développé à l'IRSN, et plus précisément, la version VESTA2.2 [65][66].

Ici, le code stochastique MCNP6 et le module d'évolution PHOENIX sont couplés. Ce dernier, pour diminuer le temps nécessaire à la résolution des équations de Bateman, ne fait pas évoluer les noyaux dont la demi-vie est inférieure à la durée du pas en temps dt, il remplace alors ces noyaux directement par leur descendant. Pour les autres noyaux, le module PHOENIX résout les équations de Bateman en utilisant, le plus souvent, la méthode de Runge Kutta. Il prend en charge le calcul du burnup et des décroissances. L'approche multigroupe ultra-fine est utilisée ici, 43 000 groupes d'énergie sont considérés pour le calcul des taux de réaction [67]. L'incertitude sur le flux, si le calcul Monte-Carlo a une statistique suffisante, peut être maintenue sous le seuil de 0,1% [65]. Les taux de réaction et le spectre considérés constants sur chaque pas de calcul, défini par l'utilisateur, peuvent venir, dans le code VESTA,

soit des valeurs en début du pas (approche *predictor*), au milieu du pas (approche *middle step*) ou en corrigeant les valeurs initiales (approche *predictor corrector*). Dans le cadre de cette thèse, pour les simulations réalisées, les données proviennent toujours du début du pas de calcul, c'est la démarche dite *predictor*. Le processus itératif est schématisé sur la figure (2.1).

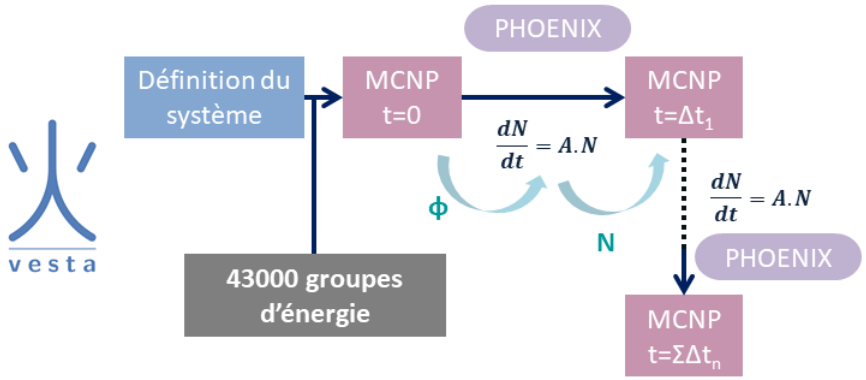


FIGURE 2.1 – Représentation schématique du couplage effectué par le code VESTA

Le code VESTA restitue *in fine* le spectre selon les 43 000 groupes d'énergie pour les cellules considérés, les valeurs des flux neutroniques et le k_{eff} du système. De plus, à partir de la composition initiale des matériaux et des conditions d'irradiation, notamment le temps d'irradiation et l'historique de puissance du système, il donne accès, directement, à un grand nombre d'autres grandeurs physiques intéressantes, tels que le burnup et la puissance de chaque zone évoluant.

2.2 Modélisation du cœur de type ASTRID

Cette partie détaille, dans un premier temps, la modélisation géométrique du cœur de type ASTRID isogénérateur de plutonium, ainsi que la composition de référence des combustibles en utilisant largement les travaux de thèse de doctorat de O. Fabbris effectués au CEA [34]. Ensuite, les matériaux non combustibles choisis sont présentés. Dans un second temps, cette partie s'intéresse à la transformation du modèle isogénérateur en un modèle incinérateur de plutonium. Le cœur de chacun de ces deux modèles de RNR est complètement modélisé, avec un détail allant jusqu'à l'aiguille combustible.

2.2.1 Modélisation du cœur isogénérateur de plutonium

Le premier RNR de type CFV, *i.e.* à faible coefficient de vidange, modélisé, est un concept de réacteur isogénérateur de plutonium. La modélisation du RNR de type ASTRID CFV-v1 effectuée s'appuie majoritairement sur les travaux réalisés par O. Fabbris dans le cadre de sa thèse de doctorat [34]. Le code de simulation Monte-Carlo utilisé ici est le code MCNP6 présenté dans la partie (2.1).

Le réacteur d'une puissance thermique de 1490 MW_{th} et d'une puissance électrique de 600 MW_e, est prévu pour atteindre des burnup d'environ 100 $GW.j/t$ avec un cycle d'irradiation de l'ordre de 360 jours équivalent pleine puissance. Le combustible de ce réacteur est de type MOX : oxyde d'uranium appauvri mélangé à de l'oxyde de plutonium. Le cœur actif du réacteur, très hétérogène, se décompose en plusieurs zones radiales et axiales. Radialement, deux parties concentriques, présentant des teneurs en plutonium différentes, délimitent

le cœur interne et le cœur externe. Ces deux parties sont axialement composées d'une ou plusieurs parties fissiles et fertiles. La puissance prévue du cœur interne est de 983 MW_{th} tandis que celle du cœur externe est de 507 MW_{th}. La température du sodium en entrée du cœur est de 400 $^{\circ}C$, en sortie elle s'élève à 550 $^{\circ}C$. La température moyenne des parties fissiles est de 1500 K et de 900 K pour les fertiles. Dans ce travail, pour la modélisation avec le code MCNP6, les données nucléaires sont associées à une température de 1500 K pour les matériaux fissiles, de 900 K pour les matériaux fertiles et de 750 K pour les matériaux non combustibles.

La masse totale d'oxyde combustible dans le cœur est de 39,2 tonnes. Cette masse comprend environ 25 tonnes de combustibles dans les zones fissiles dont 5 tonnes de plutonium [68]. A partir de la masse totale de combustible, notée M^{coeur}, du burnup moyen du cœur , noté BU_{ASTRID}, de la puissance totale du réacteur, notée P_{th} et d'un facteur de charge de 1, le temps de cycle équivalent à pleine puissance, noté T_{cycle}, est estimé à partir de la formule (1.12) présentée dans le chapitre 1, il vaut environ 7,2 ans.

2.2.1.1 Description de la géométrie

Dimensions des régions du cœur

Le cœur du réacteur de type ASTRID a une hauteur totale de 3,5 mètres et une largeur d'environ 5 mètres. De forme hexagonale, sa géométrie est décrite par un réseau hexagonal dimensionné par une maille élémentaire, elle-même constituée d'un réseau secondaire. Ce prisme à base hexagonale est décrit dans le paragraphe suivant.

La partie active du cœur se décompose en un cœur externe et un cœur interne concentriques comme le montrent les figures (2.2) (a) et (b). Le cœur externe mesure 1,20 mètres de haut et le cœur interne 1,10 mètres. Il y a 291 assemblages combustibles hexagonaux dans cette partie active : 177 assemblages dans le cœur interne sur 9 couronnes et 114 dans le cœur externe sur 2 couronnes. Cette partie active est axialement entourée par deux vases d'expansion. Au-dessus du vase d'expansion supérieur se trouve un plenum de sodium puis une Protection Neutronique Supérieure (PNS). Le tableau (2.1) résume les dimensions des régions composant le cœur interne et le cœur externe. Par ailleurs, le cœur interne intègre aussi 22 assemblages spéciaux, présentés par la suite. Radialement, le cœur actif est entouré par un réflecteur puis une Protection Neutronique Latérale (PNL) de 3,407 mètres de hauteur, sur 4 couronnes chacun.

Pour simplifier l'étude du réacteur, la zone fissile supérieure interne est appelée *Zone 1*, la plaque fertile interne *Zone 2*, la zone fissile inférieure *Zone 3*, la couverture fertile interne *Zone 4*, la zone fissile externe *Zone 5* et la couverture fertile externe *Zone 6*, comme indiqué sur la figure (2.2) (a).

A partir des données de la thèse de doctorat de O. Fabbris, les données géométriques doivent être reconstruites. Ceci fait l'objet des trois paragraphes suivants.

L'assemblage combustible

La maille élémentaire du réseau principal a la même hauteur que le cœur du réacteur, soit 3,5 mètres. Sa base est déterminée à partir de la géométrie des assemblages combustibles. Les 291 assemblages combustibles du cœur actif comprennent une enveloppe de sodium, dit inter-assemblages, le tube hexagonal, puis le réseau d'aiguilles inséré dans du sodium, dit intra-assemblages, comme l'illustre la figure (2.3) (a). Les aiguilles combustibles sont placées selon un second réseau hexagonal régulier dit secondaire. La maille élémentaire du réseau secondaire est décrite dans le paragraphe suivant.

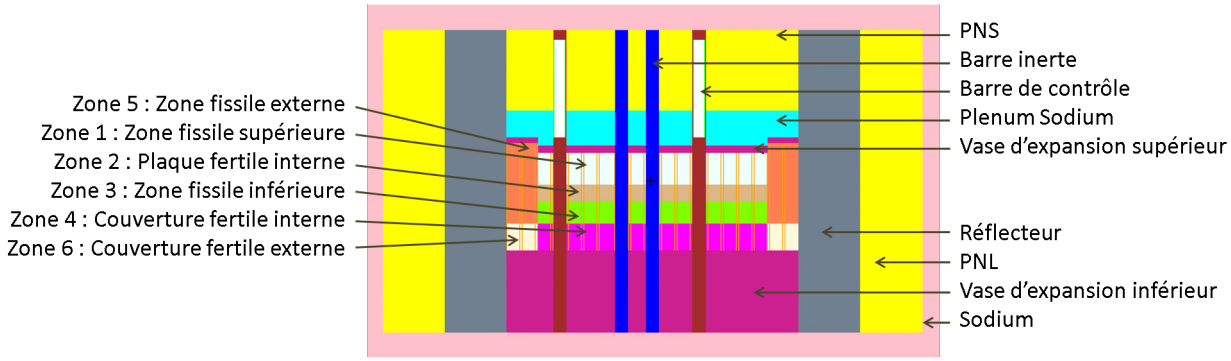
	Hauteur (cm)
Vase d'expansion inférieur	93,3
Couverture axiale inférieure	30
Zone fissile inférieure	25
Zone fertile interne	20
Zone fissile supérieure	35
Vase d'expansion supérieur	7,5
Plenum sodium	40
PNS	89,9

(a) Cœur interne

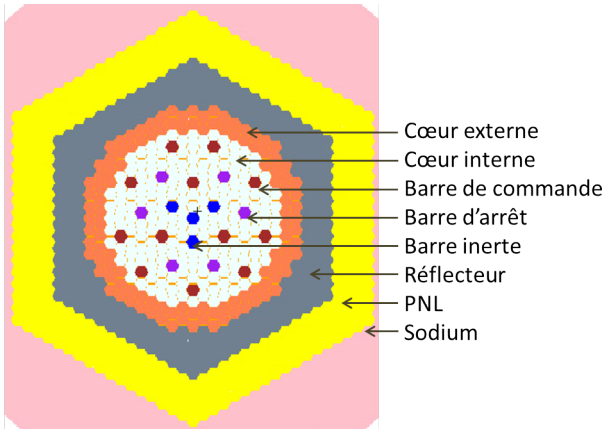
	Hauteur (cm)
Vase d'expansion inférieur	93,3
Couverture axiale inférieure	30
Zone fissile externe	90
Vase d'expansion supérieur	7,5
Plenum sodium	30
PNS	89,9

(b) Cœur externe

TABLE 2.1 – Hauteur des différentes régions du cœur du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium



(a) Coupe axiale



(b) Coupe radiale

FIGURE 2.2 – Coupes de la modélisation du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium avec le code MCNP6

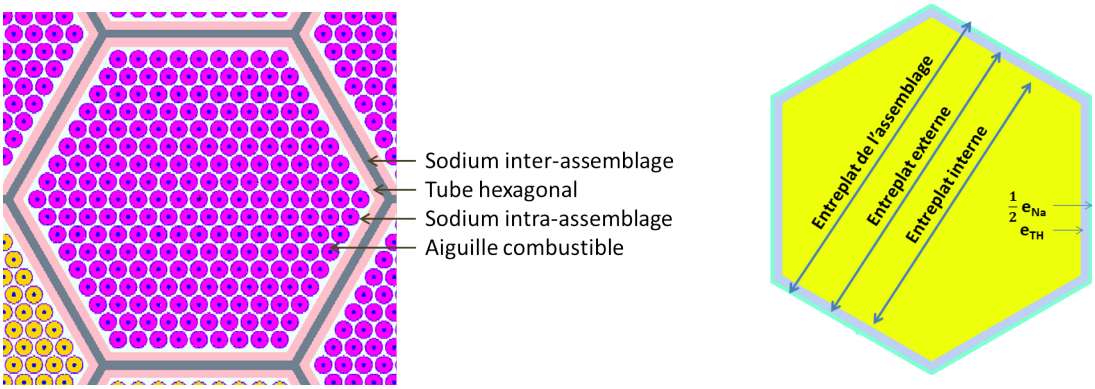
La base de la maille élémentaire principale est un hexagone régulier, la hauteur d'un triangle équilatéral le composant est notée H, les côtés de ce triangle sont notés A. Ces deux

grandeurs sont reliées par la formule (2.7). Dans un hexagone régulier, A correspond au rayon du cercle circonscrit à l'hexagone et H correspond au rayon du cercle inscrit. Par ailleurs, l'entreplat de l'assemblage combustible, incluant la lame de sodium inter-assemblage, est noté $2.H$; sa diagonale pic à pic vaut $2.A$.

$$H = \frac{\sqrt{3}}{2} \cdot A \tag{2.7}$$

L'entreplat externe du tube hexagonal, noté E_e, et l'entreplat interne, noté E_i, sont reliés à l'entreplat de l'assemblage combustible par l'équation (2.8) où e_{Na} représente l'épaisseur de la lame de sodium inter-assemblage et e_{TH} l'épaisseur du tube hexagonal. La figure (2.3) (b) représente ces différentes notation sur l'assemblage combustible.

$$2 \cdot H = E_e + e_{Na} = (E_i + 2 \cdot e_{TH}) + e_{Na} \tag{2.8}$$



(a) Coupe faite avec le code MCNP6 (b) Coupe schématique

FIGURE 2.3 – Visualisation d'un assemblage combustible (a) avec le réseau d'aiguille combustible, (b) avec la notation des différentes grandeurs du réseau principal

Le tableau (2.2) donne les valeurs des paramètres géométriques relatifs aux assemblages combustibles.

		Dimension (cm)
Épaisseur de la lame de sodium inter-assemblage	e_{Na}	0,45
Épaisseur du tube hexagonal	e_{TH}	0,45
Entreplat interne	E_i	16,15
Entreplat externe	E_e	17,05
Entreplat de l'assemblage combustible	$2.H$	17,50
Côté de l'assemblage combustible	A	10,10

TABLE 2.2 – Dimensions relatives à l'assemblage combustible

L'aiguille combustible

La maille élémentaire du réseau secondaire est de nouveau un prisme à base hexagonale pivoté de 90 ° par rapport au réseau principal. Ce prisme a la même hauteur que la partie active du cœur dans lequel il s'insère : 110 cm pour la partie interne et 120 cm pour la partie externe. La base du prisme est un hexagone régulier de sodium, fictivement délimité pour la modélisation, avec en son centre une aiguille combustible. Les 217 aiguilles, et donc les 217 mailles élémentaires, s'insèrent sur 9 couronnes, noté N_C, dans le tube hexagonal de l'assemblage combustible.

Dans l'aiguille, les pastilles de combustible, entourées par une gaine, sont annulaires, comme le montre la figure (2.4) (a). Théoriquement, un fil espaceur, de diamètre d_{fil}, s'enroule de façon hélicoïdale autour de chaque aiguille avec un pas de 18 cm. Ce fil n'est pas modélisé dans cette étude et son impact neutronique est négligé. Le diamètre du fil permet d'assurer un jeu de montage entre les aiguilles. Un paramètre m est défini pour assurer l'espacement entre le réseau d'aiguilles et le tube hexagonal. Le pas du réseau secondaire, *i.e.* son entreplat "fictif" noté $2.h$, est calculé par la formule (2.9). Il permet de remonter à l'entreplat interne du tube hexagonal grâce à l'équation (2.10), sachant que la formule (2.7) s'applique aussi à l'hexagone formé par la maille secondaire.

$$2 \cdot h = 2 \cdot (r_{ext} + e_{jpg} + e_g) + d_{fil} \tag{2.9}$$

$$E_i = 26 \cdot a + m \tag{2.10}$$

(a) Coupe faite avec le code MCNP6 (b) Coupe schématique

FIGURE 2.4 – Visualisation d'une aiguille combustible (a) finale, *i.e.* sans fil espaceur, (b) théorique avec la notation des différentes grandeurs du réseau secondaire

Le tableau (2.3) présente les dimensions nécessaires à la modélisation de la maille élémentaire du réseau secondaire.

Les assemblages spéciaux

Les 22 assemblages spéciaux du réacteur, placés dans le cœur interne, s'insèrent dans la maille élémentaire du réseau principal. Il s'agit des 12 barres de commande, des 6 barres d'arrêt et de 4 barres inertes.

Les barres inertes n'ont aucune géométrie spécifique et traversent le cœur de bas en haut. Aucune description des matériaux constituant ces barres inertes n'a été trouvée dans la littérature. Pour être conservative, la modélisation du comportement neutronique du cœur considère

		Dimension (cm)
Rayon intérieur de la pastille combustible	r_{int}	0,11
Rayon extérieur de la pastille combustible	r_{ext}	0,42
Épaisseur du jeu pastille-gaine	e_{jpg}	0,125
Épaisseur de la gaine	e_g	0,05
Diamètre du fil hélicoïdal	d_{fil}	0,1
Jeu entre les aiguilles et le tube hexagonal	m	0,088
Entreplat de la maille secondaire	$2.h$	1,07
Côté de la maille secondaire	a	0,62

TABLE 2.3 – Dimensions relatives à l'aiguille combustible

les barres inertes comme des hexagones vides, c'est-à-dire remplis d'un gaz inerte neutroniquement, de l'hélium par exemple.

Les 12 barres de commande et les 6 barres d'arrêt ont été modélisées en adaptant les barreaux de l'*European Sodium Fast Reactor* (ESFR) [69]. Ce RNR d'une puissance thermique de 3600 MW_{th} est composé d'un cœur interne et d'un cœur externe, tout comme le cœur CFV, mais ne présente pas d'hétérogénéité axiale. Il possède 18 assemblages de contrôle primaires et 9 assemblages de contrôle secondaires situés dans le cœur interne et à l'interface entre le cœur interne et le cœur externe. Ces assemblages sont utilisés ici respectivement pour les assemblages de commande et d'arrêt.

Les assemblage hexagonaux de l'ESFR ont un entreplat mesurant 21,22 cm alors que ceux du cœur type CFV mesurent 17,50 cm. La géométrie des barres de contrôle de l'ESFR n'a pas été modifiée mais les barreaux ont été insérés dans un tube hexagonal ayant un entreplat plus petit, ce qui implique dans les deux cas une diminution du jeu de sodium inter-barreaux. La hauteur des barres de contrôle a été prise égale à la hauteur du cœur interne. L'impact de ce choix n'a pas été quantifié au cours de cette thèse ; il aurait été possible de réduire la taille des barreaux absorbants pour conserver la proportion de sodium de l'ESFR.

Pour les barres de commande, les barreaux d'absorbants sont maintenus par le tube hexagonal. Les 37 barreaux d'absorbant neutronique se répartissent sur 4 couronnes selon un réseau hexagonal. Pour les barres d'arrêt, c'est un cylindre qui entoure les 55 barreaux d'absorbant neutronique selon 5 couronnes. Pour remplir la maille élémentaire du réseau principal, traversant le cœur actif, les barres de contrôle sont entourées de sodium. La figure (2.5) illustre la géométrie des barres de contrôle.

Le tableau (2.4) récapitule les dimensions nécessaires à la modélisation des assemblages spéciaux.

2.2.1.2 Définition des matériaux

Les compositions de référence des combustibles

La composition initiale des combustibles du réacteur de type ASTRID fait intervenir plusieurs isotopes de l'uranium et du plutonium. Elle correspond à celle d'un cœur de démarrage c'est-à-dire sans produits de fission et sans actinides mineurs hormis de l'américium 241 dans les zones fissiles. Ce dernier est représentatif de la décroissance par réaction β^- du pluto-

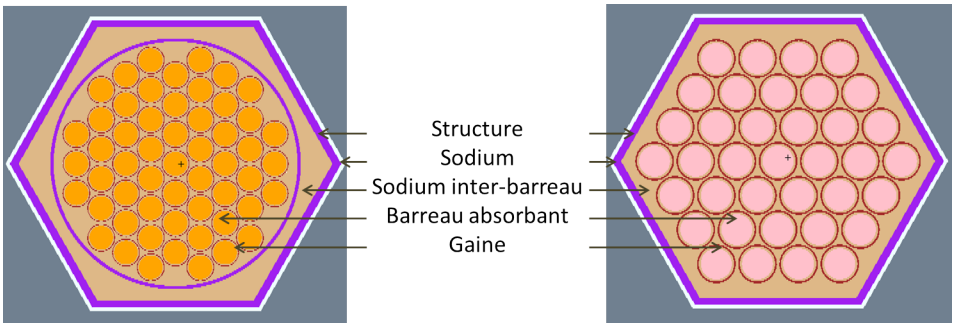


FIGURE 2.5 – Coupe des barres de contrôle insérées dans le cœur interne, à droite une barre d'arrêt et à gauche une barre de commande, avec le code MCNP6

	Barres de commande (cm)	Barres d'arrêt (cm)
Entreplat externe de la structure	15,69	15,69
Entreplat interne de la structure	15,29	15,29
Diamètre externe de la structure	/	14,88
Diamètre interne de la structure	/	14,48
Épaisseur du gap entre les barreaux	0,15	0,11
Épaisseur de la gaine	0,20	0,10
Épaisseur du jeu pastille-gaine	0,25	0,13
Diamètre d'une pastille d'absorbant	1,84	1,41

TABLE 2.4 – Dimensions relatives aux assemblages spéciaux

nium 241 au cours des étapes de fabrication des combustibles, le plutonium 241 ayant une période de décroissance radioactive de l'ordre de 14,2 ans. L'américium 241 est intégré au vecteur isotopique du plutonium. Dans les zones fertiles, la composition de démarrage du combustible correspond à de l'uranium appauvri, permettant de valoriser les stocks disponibles, issus de l'enrichissement des combustibles REP. Les vecteurs isotopiques de l'UO_2 et du PuO_2 utilisés pour déterminer la composition de référence des combustibles sont présentés dans le tableau (2.5). Ce vecteur isotopique du PuO_2, à forte proportion de ^{239}Pu, est représentatif d'un combustible de REP-UOX usé et repose sur la composition donnée dans la thèse de doctorat de O. Fabbris [34].

La masse volumique théorique d'un assemblage combustible est de 11 g/cm^3 [70]. En pratique, compte tenu du rendement du procédé de fabrication du combustible et de la porosité du combustible valant 0,955 [34], la masse volumique du combustible est prise égale à 10,505 g/cm^3. Aussi, il est possible de calculer la masse de combustible pour chaque zone du cœur interne et du cœur externe, notée M^z. Le volume total de combustible dans les zones fissiles du cœur actif modélisé est environ 2,37 m^3 et le volume total dans les zones fertiles vaut environ 1,39 m^3. La masse totale des combustibles chargés dans les zones fissiles vaut donc 24,9 tonnes et la masse totale des combustibles chargés dans les zones fertiles est de

	UO_2 (%)	PuO_2 (%)
^{235}U	0,2	/
^{238}U	99,8	/
^{238}Pu	/	2,59
^{239}Pu	/	55,2
^{240}Pu	/	25,85
^{241}Pu	/	7,27
^{242}Pu	/	7,87
^{241}Am	/	1,22

TABLE 2.5 – Vecteurs isotopiques de l'UO_2 et du PuO_2 de la composition de référence du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

14,6 tonnes. Les volumes et les masses par zone sont détaillés dans le tableau (2.6).

	Volume (m^3)	Masse (tonne)
Fissile supérieur	0,7028	7,3827
Fissile inférieur	0,5020	5,2734
Fissile externe	1,1639	12,2270
Plaque fertile interne	0,4016	4,2187
Couverture fertile interne	0,6024	6,3280
Couverture fertile externe	0,3880	4,0757

TABLE 2.6 – Volumes et masses des six zones combustibles du réacteur isogénérateur de plutonium

A partir de la masse de plutonium d'une zone z, notée M^z_{Pu}, et de la masse de métaux lourds de cette même zone correspondant à la masse de plutonium, d'américium 241 et d'uranium, la teneur en plutonium par zone, T^z_{Pu}, peut être obtenue avec l'équation (2.11). Dans le cœur interne, la teneur de plutonium moyenne, notée T^{int}_{Pu}, est de 23,52%, tandis qu'elle vaut 20,02% dans le cœur externe, notée T^{ext}_{Pu}. Ces valeurs sont en adéquation avec l'intervalle de 15% à 27% présenté dans le Dossier CEA 2015 [18]. Ainsi, le rapport d'enrichissement entre le cœur interne et le cœur externe vaut 1,1748. Deux compositions de combustible fissile se distinguent donc, une pour le cœur interne et une pour le cœur externe.

$$T^z_{Pu} = \frac{M^z_{Pu}}{M^z} \tag{2.11}$$

A partir des grandeurs précédemment explicitées, la proportion massique et la proportion molaire par zone z de chaque isotope i du plutonium peuvent être obtenues respectivement grâce aux équations (2.12) (i) et (ii), sachant que M_{m,Pu^i} correspond à la masse molaire de cet

isotope et $M_{m,z}$ la masse molaire totale des isotopes présents dans la zone z. Pour l'uranium, le calcul est similaire et utilise les équations (2.13) (i) et (ii). Le tableau (2.7) présente les trois compositions distinctes des combustibles de référence, intégrant la présence de l'oxygène, en proportion atomique.

$$(i) \quad m_{Pu^{i,z}} = T^z_{Pu} \cdot Pu_i \qquad (ii) \quad n_{Pu^{i,z}} = \frac{m_{Pu^{i,z}} \cdot M^z}{M_{m,Pu^i} \cdot M_{m,z}} \tag{2.12}$$

$$(i) \quad m_{U^{i,z}} = (1 - T^z_{Pu}) \cdot U_i \qquad (ii) \quad n_{U^{i,z}} = \frac{m_{U^{i,z}} \cdot M^z}{M_{m,U^i} \cdot M_{m,z}} \tag{2.13}$$

	Fissile interne	Fissile externe	Fertile
^{235}U	$5{,}17 \cdot 10^{-4}$	$5{,}41 \cdot 10^{-4}$	$6{,}75 \cdot 10^{-4}$
^{238}U	$2{,}55 \cdot 10^{-1}$	$2{,}66 \cdot 10^{-1}$	$3{,}33 \cdot 10^{-1}$
^{238}Pu	$2{,}03 \cdot 10^{-3}$	$1{,}73 \cdot 10^{-3}$	/
^{239}Pu	$4{,}32 \cdot 10^{-2}$	$3{,}67 \cdot 10^{-2}$	/
^{240}Pu	$2{,}01 \cdot 10^{-2}$	$1{,}71 \cdot 10^{-2}$	/
^{241}Pu	$5{,}64 \cdot 10^{-3}$	$4{,}80 \cdot 10^{-3}$	/
^{242}Pu	$6{,}08 \cdot 10^{-3}$	$5{,}17 \cdot 10^{-3}$	/
^{241}Am	$9{,}46 \cdot 10^{-4}$	$8{,}05 \cdot 10^{-4}$	/
^{16}O	$6{,}67 \cdot 10^{-1}$	$6{,}67 \cdot 10^{-1}$	$6{,}67 \cdot 10^{-1}$

TABLE 2.7 – Composition de référence des combustibles en proportion atomique

Choix des autres matériaux

Les compositions du carbure de bore, B_4C, présent dans les assemblages de contrôle, sont issues d'une publication de la *Nuclear Energy Agency* (NEA) [69]. Les barreaux absorbants des barres d'arrêt sont composés de B_4C enrichi à 90% en bore 10, le B_4C naturel est utilisé dans les barreaux de commande. De même, la composition du sodium, Na, présent à l'extérieur du cœur, entre les assemblages combustibles, entre les aiguilles, entre les barreaux et autour des barres de contrôle provient de cette référence. Les compositions sont présentées dans le tableau (2.8).

Le tableau (2.9) présente les compositions des matériaux de structure des assemblages, *i.e.* l'acier des gaines de type AIM1 et l'acier des tubes hexagonaux de type EM10, [71].

L'hélium a été choisi pour représenter les matériaux inertes neutroniquement, placés dans les vases d'expansion, dans le jeu de montage entre les pastilles combustibles et la gaine ainsi que dans les barres inertes. La concentration de l'hélium, ^4He, utilisée vaut $1{,}23 \cdot 10^{-4}$ $atome/(cm.barn)$.

Les autres compositions proviennent d'études menées en interne à l'IRSN sur des *benchmarks* ICSBEP qui concernent le réacteur de recherche à neutrons rapides et à caloporteur sodium, Joyo, situé à Oarai au Japon.

	Barre de commande	Barre d'arrêt	Sodium
C	$2{,}70 \cdot 10^{-2}$	$2{,}70 \cdot 10^{-2}$	/
^{10}B	$2{,}32 \cdot 10^{-2}$	$9{,}81 \cdot 10^{-2}$	/
^{11}B	$8{,}49 \cdot 10^{-2}$	$9{,}91 \cdot 10^{-3}$	/
Na	/	/	$2{,}19 \cdot 10^{-2}$

TABLE 2.8 – Concentrations atomiques du B_4C et du sodium (en $atome/(cm.barn)$)

	Tube hexagonal	Gaine
$_{42}Mo$	$8{,}50 \cdot 10^{-4}$	$1{,}01 \cdot 10^{-3}$
$_{28}Ni$	/	$1{,}26 \cdot 10^{-2}$
$_{26}Fe$	$7{,}49 \cdot 10^{-2}$	$5{,}54 \cdot 10^{-2}$
$_{25}Mn$	$4{,}38 \cdot 10^{-4}$	$1{,}26 \cdot 10^{-3}$
$_{24}Cr$	$7{,}36 \cdot 10^{-3}$	$1{,}26 \cdot 10^{-2}$
$_{22}Ti$	/	$3{,}36 \cdot 10^{-4}$
$_{14}Si$	$3{,}28 \cdot 10^{-4}$	$5{,}04 \cdot 10^{-4}$
$_{13}Al$	$1{,}68 \cdot 10^{-5}$	/
$_{12}Mg$	$9{,}26 \cdot 10^{-5}$	/
O_{nat}	$1{,}35 \cdot 10^{-4}$	/
C_{nat}	$7{,}58 \cdot 10^{-5}$	$8{,}40 \cdot 10^{-5}$

TABLE 2.9 – Concentrations atomiques des aciers de structure (en $atome/(cm.barn)$)

A partir de la modélisation du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium présentée dans cette section, un second modèle incinérateur de plutonium a été modélisé. Il est présenté dans la section suivante.

2.2.2 Transformation du modèle en incinérateur de plutonium

Un second RNR de type CFV dédié à l'incinération du plutonium a été modélisé avec le code Monte-Carlo MCNP6. Ce réacteur est obtenu en modifiant le réacteur isogénérateur de plutonium présenté dans la section précédente en utilisant les travaux menés au *Karlsruhe Institute of Technology* (KIT) [72][73][74]. Ce réacteur est utilisé dans des études de scénarios simulant des options de sortie du nucléaire. Ainsi, bien que radialement la géométrie soit conservée, elle est fortement modifiée axialement. L'idée sous-jacente est de pouvoir adapter, le cas échéant, de potentiels RNR de type isogénérateur, en incinérateur, sans reconstruire complètement de nouveaux réacteurs. Par ailleurs, contrairement aux études effectuées par le CEA autour de concepts à Consommation Accrue de Plutonium dans les réacteurs à neutrons RApides (CAPRA), le réseau d'aiguilles combustibles n'est pas modifié dans les

	PNS & PNL	Plenum Sodium	Réflecteur
C	$2{,}54 \cdot 10^{-2}$	/	/
^{10}B	$9{,}79 \cdot 10^{-2}$	/	/
^{11}B	$8{,}06 \cdot 10^{-3}$	/	/
Na	/	$1{,}30 \cdot 10^{-2}$	$1{,}53 \cdot 10^{-2}$
$_{28}Ni$	/	$2{,}20 \cdot 10^{-3}$	$2{,}80 \cdot 10^{-3}$
$_{26}Fe$	/	$1{,}25 \cdot 10^{-2}$	$2{,}17 \cdot 10^{-2}$
$_{42}Mo$	/	$2{,}47 \cdot 10^{-4}$	/
$_{24}Cr$	/	$3{,}43 \cdot 10^{-3}$	$6{,}08 \cdot 10^{-3}$

TABLE 2.10 – Concentration atomique des compositions issues du réacteur de recherche Joyo (en $atome/(cm.barn)$)

travaux présentés par le KIT. Les transformations effectuées sont donc choisies pour limiter les modifications ; les modélisations de RNR incinérateur sont multiples et non fixées. Cette modélisation est issue du travail effectué par F. Mang à l'IRSN, pendant son stage de fin d'études de l'école d'ingénieurs Grenoble-INP Phelma [50].

Tout d'abord, les zones combustibles sont modifiées. La première transformation est le retrait des trois zones fertiles de l'isogénérateur pour éviter la génération de plutonium. Les couvertures fertiles réduites à une hauteur de 2 cm dans les travaux menés aux KIT [73], pour permettre la transmutation, sont retirées ici, la transmutation des actinides mineurs n'étant pas l'objectif de ce travail de thèse. Du fait de ces retraits, les deux zones fissiles internes sont fusionnées.

Ensuite, la puissance du réacteur est diminuée à 1200 MW_{th}. En effet, la hauteur des cœurs interne et externe, *i.e.* des zones fissiles interne et externe, est réduite de 20% afin d'assurer la conservation de la densité de puissance des zones fissiles. Le cœur interne a donc une hauteur de 50 cm et le cœur externe de 70 cm. Le volume de combustible est alors de 1,91 m^3 et la densité de puissance moyenne de 628 MW_{th}/m^3 ; en considérant les zones fissiles de l'isogénérateur, la densité est de 631 MW_{th}/m^3. Pour conserver la hauteur totale du cœur actif de 3,407 mètres, les hauteurs du plenum sodium et du vase d'expansion inférieur sont augmentées. Le tableau (2.11) récapitule les dimensions des régions du cœur interne et du cœur externe. Les dimensions relatives aux assemblages et aux aiguilles combustibles restent inchangées.

Les barres de contrôle ont une hauteur prise égale à celle du cœur externe, soit 70 cm.

Les figures (2.6) (a) et (b) présentent la modélisation obtenue pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium.

Pour compenser l'augmentation des fuites due à l'augmentation du rapport surface sur volume, la teneur en plutonium des combustibles neufs chargés dans les zones fissiles est relevée. En effet, la teneur moyenne en plutonium dans la partie interne est de 25%, elle vaut 27% dans la partie externe. Enfin, la modélisation faite au KIT étudiant aussi la transmutation des actinides mineurs, une faible proportion d'actinides mineurs est présente dans la composition de référence des combustibles fissiles, la teneur moyenne en actinides mineurs dans la partie interne est de 1,31%, elle vaut 1,42% dans la partie externe.

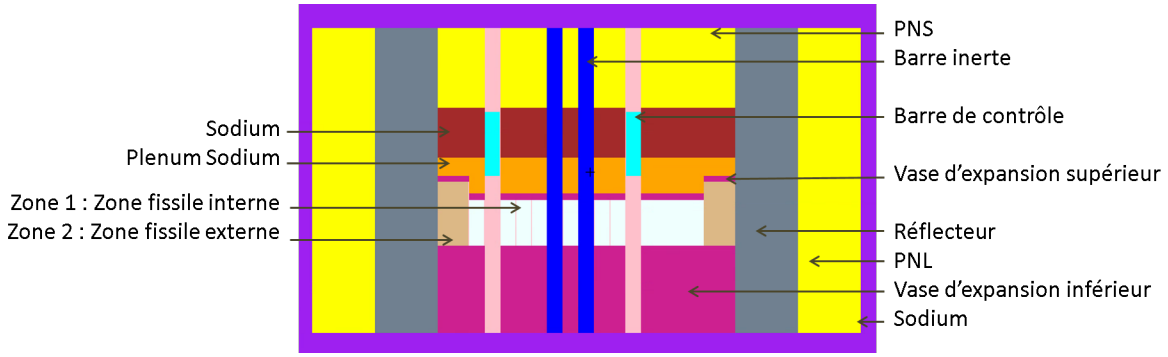
	Hauteur (cm)
Vase d'expansion inférieur	98,3
Zone fissile interne	50
Vase d'expansion supérieur	7,5
Plenum sodium	95
PNS	89,9

(a) Cœur interne

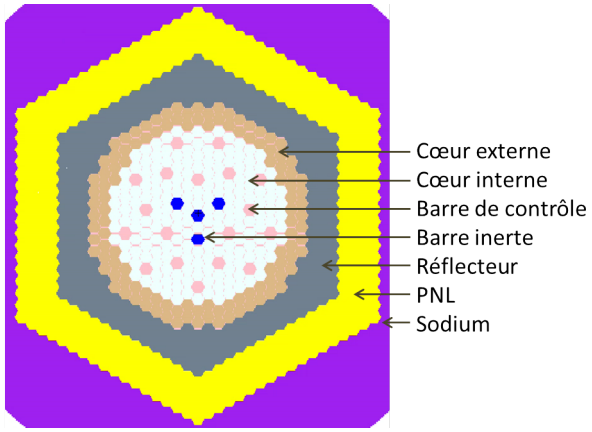
	Hauteur (cm)
Vase d'expansion inférieur	98.3
Zone fissile externe	70
Vase d'expansion supérieur	7,5
Plenum sodium	75
PNS	89,9

(b) Cœur externe

TABLE 2.11 – Hauteur des différentes régions du cœur du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium



(a) Coupe axiale



(b) Coupe radiale

FIGURE 2.6 – Coupes de la modélisation du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium avec le code MCNP6

Ainsi, le vecteur isotopique associé au réacteur incinérateur de plutonium est modifié [73] ; il est présenté dans le tableau (2.12) avec la composition utilisée en proportion atomique. Ces vecteurs isotopiques de PuO_2 et de AMO_2 sont représentatifs d'un combustible REP-MOX irradié jusqu'à un burnup de 45 $GW.j/t$ puis retraité après 30 ans d'entreposage. Le tableau (2.13) fournit les masses et les volumes associés aux zones combustibles. La masse des métaux lourds est d'environ 18 tonnes, parmi lesquels le plutonium représente environ

5 tonnes. Les autres matériaux restent inchangés par rapport au cas isogénérateur de plutonium.

	UO_2 (%)	PuO_2 (%)	AMO_2 (%)	Fissile interne	Fissile externe
^{235}U	0,2	/	/	$4{,}99 \cdot 10^{-4}$	$4{,}84 \cdot 10^{-4}$
^{238}U	99,8	/	/	$2{,}46 \cdot 10^{-1}$	$2{,}39 \cdot 10^{-1}$
^{237}Np	/	/	3,9	$1{,}71 \cdot 10^{-4}$	$1{,}86 \cdot 10^{-4}$
^{238}Pu	/	3,7	/	$3{,}09 \cdot 10^{-3}$	$3{,}34 \cdot 10^{-3}$
^{239}Pu	/	46,4	/	$3{,}86 \cdot 10^{-2}$	$4{,}17 \cdot 10^{-2}$
^{240}Pu	/	34,1	/	$2{,}82 \cdot 10^{-2}$	$3{,}05 \cdot 10^{-2}$
^{241}Pu	/	3,8	/	$3{,}13 \cdot 10^{-3}$	$3{,}39 \cdot 10^{-3}$
^{242}Pu	/	11,9	/	$9{,}77 \cdot 10^{-3}$	$1{,}06 \cdot 10^{-2}$
^{241}Am	/	/	75,5	$3{,}26 \cdot 10^{-3}$	$3{,}54 \cdot 10^{-3}$
$^{242}Am_m$	/	/	0,3	$1{,}29 \cdot 10^{-5}$	$1{,}40 \cdot 10^{-5}$
^{243}Am	/	/	16,1	$6{,}90 \cdot 10^{-4}$	$7{,}48 \cdot 10^{-4}$
^{243}Cm	/	/	0,1	$4{,}29 \cdot 10^{-6}$	$4{,}65 \cdot 10^{-6}$
^{244}Cm	/	/	3,0	$1{,}28 \cdot 10^{-4}$	$1{,}39 \cdot 10^{-4}$
^{245}Cm	/	/	1,1	$4{,}68 \cdot 10^{-5}$	$5{,}07 \cdot 10^{-5}$
^{246}Cm	/	/	0,1	$4{,}23 \cdot 10^{-6}$	$4{,}59 \cdot 10^{-6}$
^{16}O	/	/	/	$6{,}67 \cdot 10^{-1}$	$6{,}67 \cdot 10^{-1}$

TABLE 2.12 – Vecteur isotopique de l'UO_2, du PuO_2 et du AMO_2 pour la composition de référence du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, et composition en proportion atomique

	Volume (m^3)	Masse (tonne)
Fissile interne	1,05467	10,004
Fissile externe	0,95099	9,053

TABLE 2.13 – Volume et masse des deux zones combustibles du réacteur incinérateur de plutonium

De même que pour le réacteur isogénérateur de plutonium, la zone fissile interne peut aussi être notée *Zone 1* et la zone fissile externe *Zone 2* par souci de simplification pour l'étude du système, comme indiqué sur la figure (2.6) (a).

Le comportement neutronique des deux réacteurs de type ASTRID modélisés est étudié dans la partie suivante, principalement à l'aide des simulations Monte-Carlo réalisées avec le

code MCNP6 et des calculs d'évolution effectués avec le code VESTA2.2.

2.3 Étude du système de référence

Cette partie s'intéresse à l'analyse neutronique des RNR décrits dans la partie (2.2) afin, d'une part, de vérifier l'accord entre le comportement des réacteurs de type ASTRID modélisés et les données issues de la littérature, et, d'autre part, de valider les hypothèses de modélisation majeures et de quantifier les biais inhérents au schéma de calcul d'évolution choisi. Plusieurs tests sont effectués et analysés en regard d'un calcul de référence présenté dans la section (2.3.1). L'objectif est d'identifier le niveau de détail nécessaire pour générer les bases de données dédiées aux configurations du réacteur de type ASTRID, afin que la précision de ces bases soient adaptées à la modélisation simplifiée de l'évolution du combustible dans les études de scénarios.

2.3.1 Simulations de référence

Calcul Monte-Carlo de référence

La simulation Monte-Carlo de référence associée à chacun des deux modèles de RNR, effectuée avec le code de transport neutronique MCNP6 est réalisée avec les compositions de référence présentées dans le tableau (2.7) pour l'isogénérateur de plutonium et dans le tableau (2.12) pour l'incinérateur de plutonium. Ces simulations sont des calculs de cœur, avec un détail géométrique allant jusqu'à la description des aiguilles combustibles. Dans un premier temps, les barres de contrôle sont supposées extraites, une étude sur le poids neutronique des barres étant présentée dans la suite. Les paramètres de simulation utilisés pour la simulation de référence sont présentés dans le tableau (2.14).

Pour initier la position des sites de fissions, une source de neutrons pré-convergée par modèle de réacteur de type ASTRID est utilisée. Cette source pré-convergée a été générée, dans les deux cas, avec une grande statistique c'est-à-dire en simulant $5{,}0{\cdot}10^5$ neutrons sources, 600 cycles inactifs et 1000 cycles actifs. La source initiale des neutrons est isotrope, disposée au sein d'un cylindre englobant le cœur actif de chacun des réacteurs, *i.e.* 1,20 mètres de hauteur pour l'isogénérateur et 0,70 mètres pour l'incinérateur, ainsi qu'un rayon de 1,59 mètres dans les deux cas.

	Isogénérateur	Incinérateur
Nombre de cycles inactifs	10	10
Nombre de cycles actifs	30	50
Nombre de neutrons par source	$5{,}0 \cdot 10^5$	$2{,}0 \cdot 10^4$
Bibliothèque de données nucléaires	JEFF 3.1	JEFF 3.1

TABLE 2.14 – Paramètres des simulations de référence réalisées avec le code MCNP6

Dans ces conditions, le coefficient de multiplication des neutrons de référence calculé pour l'isogénérateur de plutonium pour son cœur neuf, noté $k^{REF}_{eff-DC}(iso)$, est de 1,02507 ± 14 pcm. Ici, *DC* désigne le Début de Cycle soit le début de vie du combustible. Ce même coefficient de multiplication effectif, en début de cycle, est noté $k^{REF}_{eff-DC}(inc)$ pour l'incinérateur de

plutonium et vaut 1,02134 ± 66 pcm. Nous rappelons que ces valeurs sont associées à la simulation d'un réacteur composé uniquement de combustibles neufs.

Calcul d'évolution de référence

Les deux simulations de référence en évolution pour les configurations isogénératrice et incinératrice, effectuées avec le code VESTA2.2, sont réalisées à partir des simulations Monte-Carlo décrites dans le paragraphe précédent. Les compositions des zones combustibles du modèle isogénérateur de plutonium évoluent pendant environ 7 ans, pendant environ 5 ans pour l'incinérateur. Rappelons qu'il y a six compositions qui évoluent pour la configuration isogénératrice et deux compositions pour la configuration incinératrice ; l'impact de ce découpage est étudié dans la suite. La puissance des RNR considérés est constante et nominale. Les taux de réaction sont moyennés par zone combustible pour l'évolution, même si la description géométrique, pour les calculs du transport de neutrons, reste détaillée au niveau de l'aiguille combustible. L'irradiation, de 7 ou 5 ans, est découpée en 10 pas de temps uniformément répartis. L'impact de la discrétisation temporelle est étudié dans la suite.

Le tableau (2.15) récapitule les paramètres de simulation choisis.

	Isogénérateur	Incinérateur
Puissance du réacteur	1490 MW_{th}	1200 MW_{th}
Nombre de matériaux brûlés	6	2
Nombre de pas de temps	10	10
Répartition des pas de temps	Uniforme	Uniforme
Durée de l'irradiation	3002 jours	1825 jours

TABLE 2.15 – Paramètres des simulations de référence réalisées avec le code VESTA2.2

Le burnup moyen en fin d'irradiation associé à chacune de ces deux simulations est de 128,42 $GW.j/t$ pour l'isogénérateur et de 123,83 $GW.j/t$ pour l'incinérateur. Ces burnups sont délibérément choisis supérieurs au burnup présenté dans la littérature, qui est de l'ordre de 100 $GW.j/t$, afin de couvrir le domaine d'utilisation théorique des deux réacteurs. Notons toutefois une grande disparité des taux de combustion dans chaque zone, comme l'illustre la figure (2.7), qui montre notamment que le burnup atteint par les couvertures fertiles de la configuration isogénératrice reste inférieur à 30 $GW.j/t$.

A la fin de l'irradiation, les coefficients de multiplication des neutrons, $k^{REF}_{eff-FC}(iso)$ et $k^{REF}_{eff-FC}(inc)$, valent respectivement 0,92124 ± 12 pcm et 0,90640 ± 59 pcm. Ici, FC signifie Fin de Cycle soit la fin de vie du combustible. Ces deux valeurs sont sous-critiques car les cœurs simulés ne sont pas rechargés. La figure (2.8) présente l'évolution du coefficient de multiplication des neutrons de ces deux simulations en fonction du burnup global du réacteur. Les incertitudes associées aux k_{eff} sur cette figure représentent les incertitudes à $1{\cdot}\sigma$. Les k_{eff} en début de cycle sont proches, cependant la chute de réactivité est plus importante dans le cas de l'incinérateur, où elle vaut 11494 pcm, que dans le cas de l'isogénérateur, alors égale à 10383 pcm. Dans les deux cas, cette perte de réactivité reste importante et est induite par le chargement complet du cœur avec des combustibles neufs, sans rechargement partiel, ce qui n'est pas représentatif d'un cycle réel.

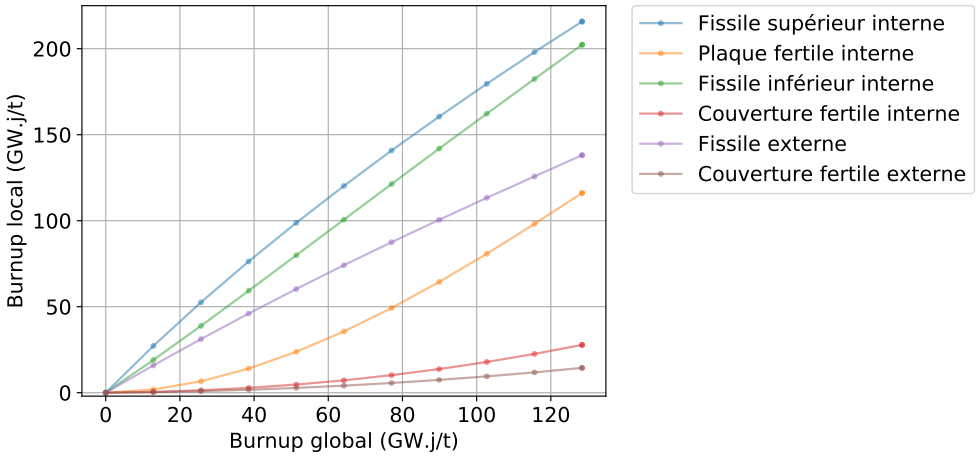


FIGURE 2.7 – Évolution du burnup de chacune des zones combustibles du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium dans sa configuration de référence au cours de l'irradiation

Une approximation de la chute du k_{eff} plus "réaliste" peut être estimée en divisant la valeur de la variation précédente par le nombre de rechargements envisagé. En considérant un burnup de l'ordre de 100 $GW.j/t$ et un nombre de rechargements du réacteur de type ASTRID variant entre 3 et 5, la chute du k_{eff} approximée sur un cycle est alors comprise entre 1721 pcm et 2868 pcm pour l'isogénérateur et entre 2135 pcm et 3558 pcm pour l'incinérateur. L'impact du rechargement sur la perte de réactivité est aussi étudié dans la suite.

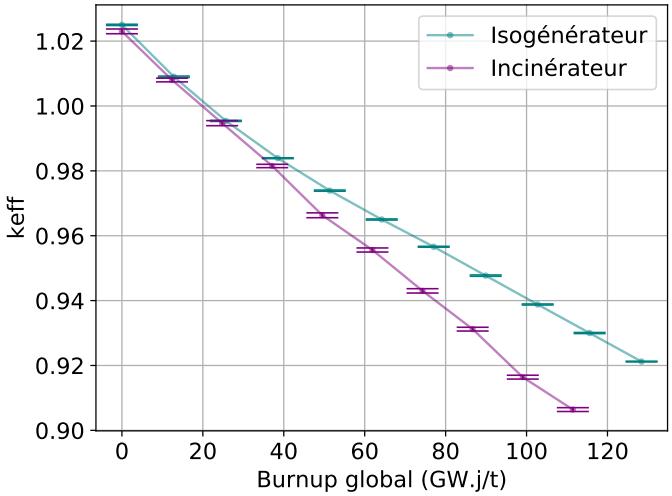
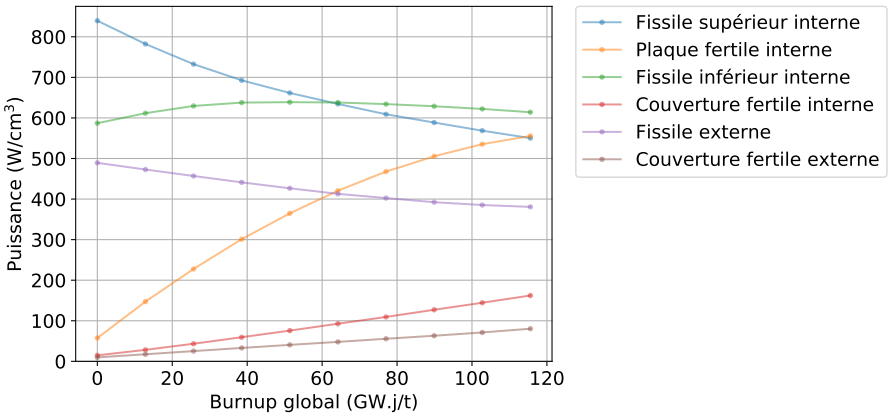


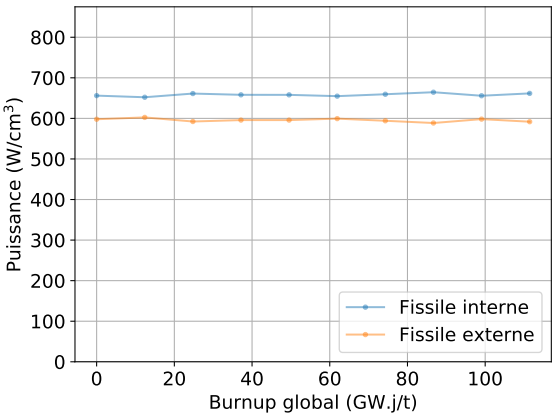
FIGURE 2.8 – Évolution du coefficient de multiplication des neutrons au cours de l'irradiation pour les réacteurs de type ASTRID dans leur configuration de référence

Les figures (2.9) (a) et (b) présentent l'évolution de la puissance de chacune des zones combustibles au cours de l'irradiation respectivement pour l'isogénérateur et l'incinérateur de plutonium. Le graphique (b) concernant l'incinérateur montre ainsi que les densités de puissance dans les zones fissiles sont relativement constantes au cours de l'irradiation, assurant

un profil de puissance dans le cœur relativement plat. Pour l'isogénérateur, le graphique (a) illustre, en début d'irradiation, la forte dispersion des densités de puissance des différentes zones. Les zones fertiles produisent nettement moins de puissance par unité de volume que les zones fissiles, mais, au cours de l'irradiation, cette répartition se modifie, notamment pour la plaque fertile interne qui produit *in fine* autant de puissance par unité de volume que les zones fissiles internes.



(a) Isogénérateur de Plutonium

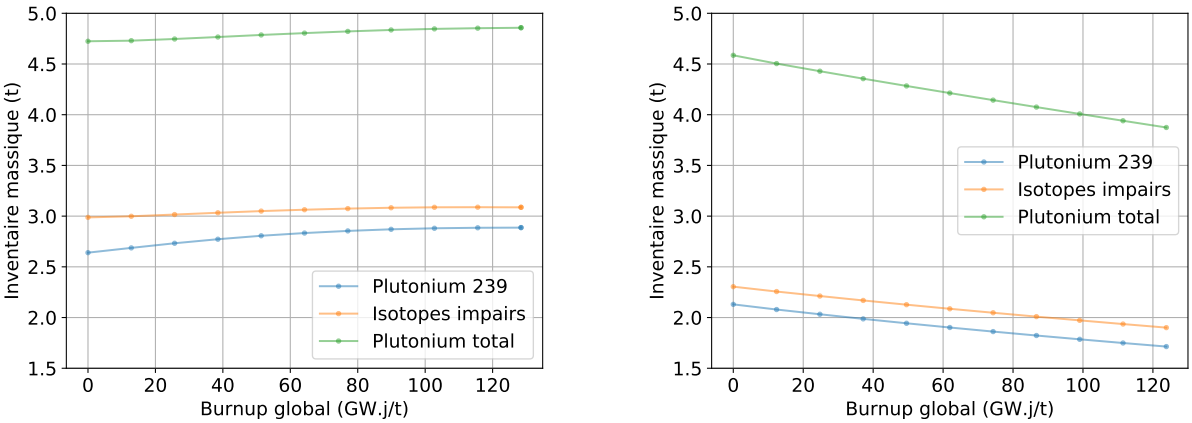


(b) Incinérateur de Plutonium

FIGURE 2.9 – Évolution des puissances par zone au cours de l'irradiation (a) pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium et (b) pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, dans leur configuration de référence

Ces simulations de référence permettent aussi de vérifier le caractère isogénérateur ou incinérateur de plutonium du réacteur de type ASTRID. Les figures (2.10) (a) et (b) montrent l'évolution de l'inventaire total en plutonium, en plutonium impair *i.e.* les isotopes ^{239}Pu et ^{241}Pu et en ^{239}Pu seul. Nous observons que la configuration isogénératrice est en fait très légèrement surgénératrice de plutonium puisque 135 kg de plutonium sont créés au total. Cette surgénération de plutonium représente 2,8% du chargement initial. Le réacteur incinérateur, quant à lui, présente globalement bien le comportement attendu, l'incinération du plutonium total représente 15,5% du chargement de départ, soit 712 kg. Les deux modélisations sont donc globalement représentatives du mode de fonctionnement recherché.

Bien que globalement isogénérateur, chaque zone du réacteur de type ASTRID isogénérateur connaît une variation des inventaires de plutonium qui lui est propre. Tandis que,



(a) Isogénérateur de Plutonium (b) Incinérateur de Plutonium

FIGURE 2.10 – Évolution des inventaires de plutonium au cours de l'irradiation (a) pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium et (b) pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, dans leur configuration de référence

pour l'incinérateur, les deux zones fissiles incinèrent le plutonium, la figure (2.11) met en évidence la production de plutonium dans les zones fertiles de la configuration isogénératrice et son incinération dans les zones fissiles. En se focalisant sur le plutonium 239, le même comportement peut être observé. Le tableau (2.16) récapitule ainsi la variation des quantités de plutonium totales et la variation des quantités de plutonium 239 au cours de l'irradiation, chacune donnée par unité de volume. Ce tableau montre que l'incinérateur brûle autant de plutonium dans chacune de ses zones combustibles. L'isogénérateur incinère plus de plutonium dans les zones fissiles où le taux de fuite et l'effet réflecteur sont importants, soit dans les zones 1 et 5. Il génère, par ailleurs, plus de plutonium dans les zones fertiles internes que dans la zone externe car le flux de neutrons est plus important dans le cœur interne que dans le cœur externe.

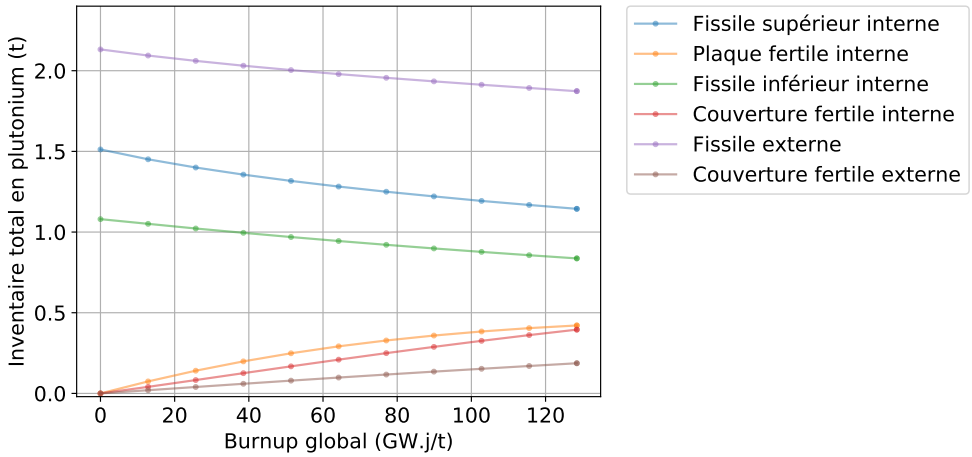


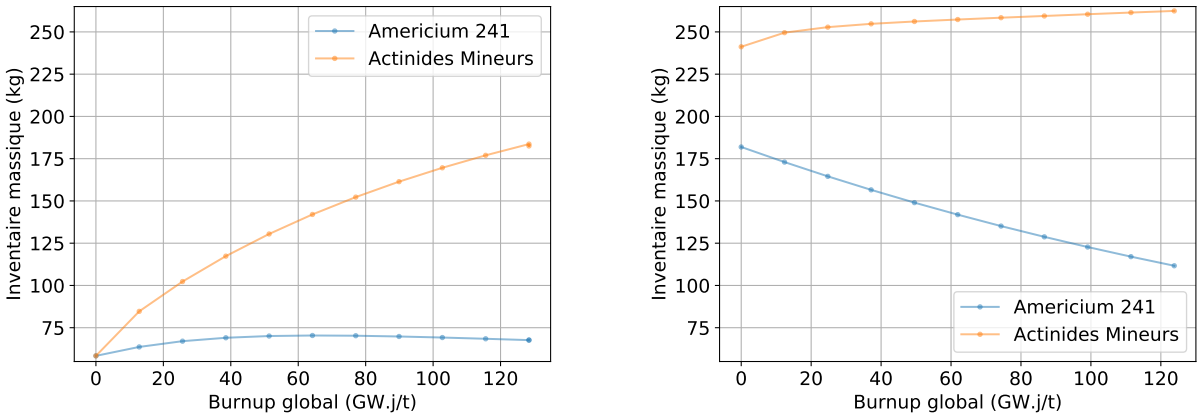
FIGURE 2.11 – Évolution de l'inventaire total en plutonium par zone au cours de l'irradiation dans le réacteur isogénérateur de plutonium, dans sa configuration de référence

Le comportement vis-à-vis des actinides mineurs, mis en évidence sur les figures (2.12) (a)

	Isogénérateur (kg/m^3)		Incinérateur (kg/m^3)	
	^{239}Pu	Pu total	^{239}Pu	Pu total
Zone 1	-0,37	-0,52	-0,02	-0,03
Zone 2	0,65	0,84	-0,02	-0,04
Zone 3	-0,15	-0,21	/	/
Zone 4	0,87	0,98	/	/
Zone 5	-0,28	-0,43	/	/
Zone 6	0,44	0,48	/	/

TABLE 2.16 – Variation entre la fin de cycle et le début de cycle des quantités de plutonium par zone pour les réacteurs de type ASTRID dans leur configuration de référence

et (b), est légèrement différent. En effet, la quantité initiale pour le réacteur de type ASTRID incinérateur, dans sa configuration de référence, est bien supérieure à celle du réacteur de type ASTRID isogénérateur. Dans le premier cas, l'évolution de la quantité globale d'actinides mineurs au cours de l'irradiation est relativement faible, ce qui n'est pas surprenant, les couvertures fertiles permettant la transmutation ayant été retirées. 21 kg sont générés au total ce qui représente 8% de la quantité initialement présente. Le concept incinérateur transmute l'américium 241. Dans le cas du réacteur de type ASTRID isogénérateur, 124 kg d'actinides mineurs sont produits sur un cycle d'irradiation. La quantité d'américium 241 est relativement stable, l'augmentation des quantités d'actinides mineurs est donc liée à la production d'autres isotopes. L'américium 241 représente 37% de l'inventaire d'actinides mineurs en fin d'irradiation dans la configuration isogénératrice et 42,5% dans la configuration incinératrice.



(a) Isogénérateur de Plutonium

(b) Incinérateur de Plutonium

FIGURE 2.12 – Évolution des inventaires en actinides mineurs au cours de l'irradiation (a) pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium et (b) pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, dans leur configuration de référence

2.3.2 Validation des principales hypothèses de modélisation

Cette section vise à présenter les biais de calcul induits par les principales hypothèses simplificatrices du schéma de calcul. L'objectif sous-jacent est d'estimer les erreurs possibles sur les estimations des inventaires, en fin d'irradiation, en réacteur pour les études de scénarios. Dans un premier temps, le choix de la discrétisation par zone combustible, *i.e.* six pour l'isogénérateur et deux pour l'incinérateur, est étudié pour la simulation de l'évolution des combustibles. Dans un deuxième temps, la gestion de la variable temporelle est discutée via l'étude du nombre de pas de temps et de leur répartition. Enfin, la description détaillée par aiguilles de la géométrie pour le calcul du transport des neutrons est examinée.

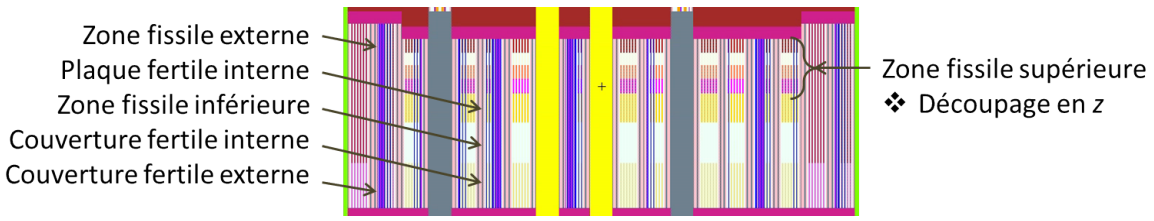
2.3.2.1 Impact de la division par zone

La discrétisation du cœur actif en six zones combustibles, c'est-à-dire moyennant les taux de réaction et le flux sur chacune des zones pour la résolution des équations de Bateman, est une hypothèse de modélisation qui doit être vérifiée. En effet, cette approximation peut induire un biais sur l'estimation des grandeurs physiques d'intérêt, tout en limitant le temps de calcul des simulations, puisque le nombre de cellules évoluant est restreint. L'objectif de cette sous-section est donc de quantifier l'erreur induite par une division de la géométrie en zones combustibles de grande taille, sur le coefficient de multiplication des neutrons, le flux de neutrons, la puissance moyenne de chaque zone et les inventaires de plutonium et d'actinides mineurs en fin d'irradiation.

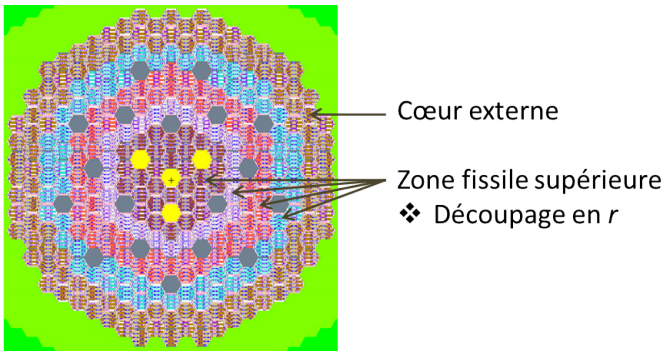
Ce test est réalisé sur le modèle isogénérateur de plutonium en divisant radialement et axialement le fissile supérieur interne. Trois simulations Monte-Carlo en évolution sont comparées avec la simulation de référence : la simulation discrétisée en r présente un découpage en quatre zones radiales du fissile supérieur interne, la simulation discrétisée en z présente un découpage en quatre zones axiales et la simulation discrétisée en rz présente un découpage en seize zones radiales et axiales. Au lieu des 6 compositions du cas de référence, les simulations discrétisées en r et en z font évoluer 9 zones combustibles et la simulation en rz considère l'évolution de 21 compositions.

Les figures(2.13) (a), (b) et (c) illustrent la modification de la modélisation effectuée pour cette étude. La plupart des paramètres des calculs d'évolution effectués avec le code VESTA2.2 restent inchangés par rapport à la simulation de référence. Pour diminuer le temps de calcul, seuls 50 000 neutrons sources sont générés par cycle pour cette simulation. Nous faisons ici l'hypothèse que la propagation des incertitudes statistiques sur les grandeurs intégrales induisent des erreurs négligeables, en comparaison des biais induits par un découpage des assemblages en seulement 6 zones évoluant.

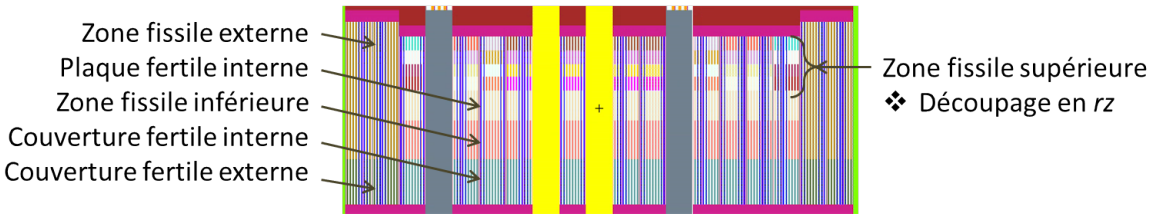
L'impact du découpage radial ou axial sur le coefficient de multiplication des neutrons au cours de l'irradiation est présentée sur les figures (2.14) (a) et (b), les incertitudes représentées sur la figure (a) sont les incertitudes statistiques à $1{\cdot}\sigma$. Les écarts relatifs entre le calcul de référence et les calculs pour lesquels la zone fissile supérieure a été divisée peuvent être déterminés avec la formule (2.14). Pour le k_{eff}, l'écart maximum vaut 0,34%. Il est atteint entre la référence et le cas découpé axialement et radialement en fin d'irradiation, comme le montre la figure (2.14) (b). Cet écart est assez proche de l'écart observé pour la simulation uniquement divisée axialement. Nous observons que le découpage axial semble induire une baisse du k_{eff} plus forte que dans le cas d'un découpage radial ou que pour la simulation de



(a) Division axiale



(b) Division radiale



(c) Division axiale et radiale

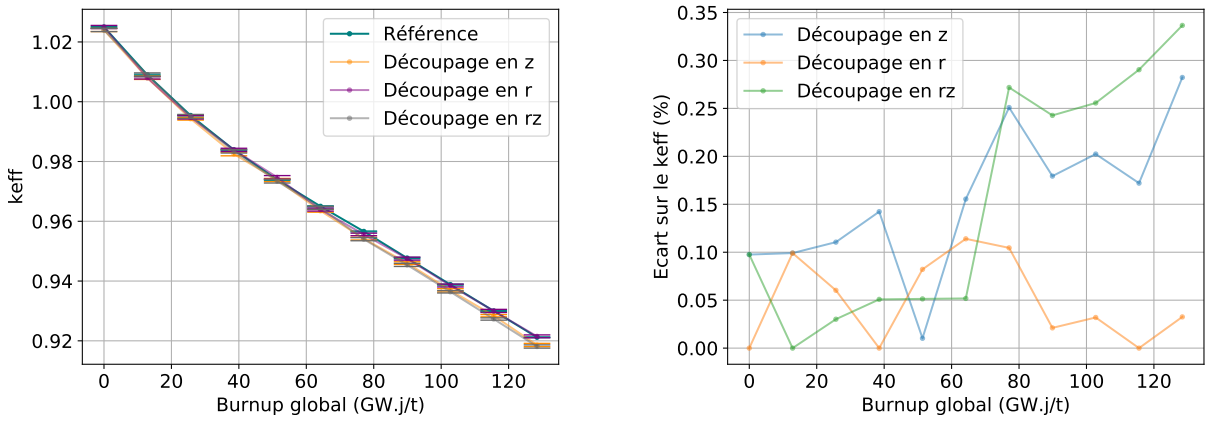
FIGURE 2.13 – Coupes du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium dont la zone fissile supérieure interne est divisée axialement et radialement, avec le code MCNP6

référence.

$$Ecart_X = \frac{|X_{REF} - X_{TEST}|}{X_{REF}} \tag{2.14}$$

Les écarts sont aussi calculés pour les autres observables d'intérêt avec la formule (2.14), et sont représentés sur les figures (2.15) (a), (b), (c) et (d). Ces dernières illustrent respectivement les écarts sur le flux moyen de neutrons, la puissance moyenne, l'inventaire global en plutonium et l'inventaire global en actinides mineurs. Rappelons que ces grandeurs concernent le fissile supérieur interne. Pour le flux de neutrons, c'est le découpage radial qui induit le plus d'erreur, l'écart maximum est atteint à 51 $GW.j/t$ et vaut 1,33%. Pour la puissance moyenne l'écart maximal est atteint en fin de cycle et vaut 1,47% pour le découpage radial et axial. De même, pour l'inventaire de plutonium, l'écart maximal est aussi atteint en fin de cycle dans ces conditions et vaut 1,89‰. Enfin, pour l'inventaire en actinides mineurs, c'est le découpage axial qui induit le plus d'erreur, l'écart maximum est atteint à 26 $GW.j/t$ et vaut 2,44‰.

Le découpage en six zones des taux de réaction, après chaque calcul du transport, semble donc induire un biais limité, parfois contenu dans l'incertitude statistique. Notons que le temps de calcul de la résolution des équations d'évolution est directement proportionnel au nombre de cellules qui évoluent. Nous estimons que les biais induits sur les observables d'intérêt par ce choix de discrétisation en six zones ne justifient pas de réaliser des calculs où les zones combustibles sont subdivisées.



(a) Évolution du k_{eff} (b) Évolution de l'écart

FIGURE 2.14 – Évolution du k_{eff} et de l'écart sur le k_{eff} au cours de l'irradiation dans le réacteur isogénérateur de plutonium, dans sa configuration de référence et lorsque la zone fissile supérieure interne est découpée

2.3.2.2 Impact de la division temporelle

Densification des premiers pas en temps pour prendre en compte l'effet Xénon

Lors des premiers instants de l'irradiation, le xénon 135, fort poison neutronique, se met à l'équilibre et provoque une chute de réactivité très classique dans les réacteurs à neutrons thermiques. En spectre rapide, cette chute de réactivité est beaucoup plus limitée étant donné que le caractère absorbant du xénon 135 est beaucoup moins prononcé. Nous avons donc souhaité vérifier si une discrétisation temporelle plus fine pour les premiers instants de la simulation était nécessaire ou non. Pour cela, nous comparons la simulation de référence de la configuration isogénératrice, où les 10 pas de temps sont uniformément répartis, avec une simulation où un pas de temps par jour pendant les 5 premiers jours de l'évolution est considéré, les 2997 jours suivants sont divisés en 10 pas de temps uniformément distribués.

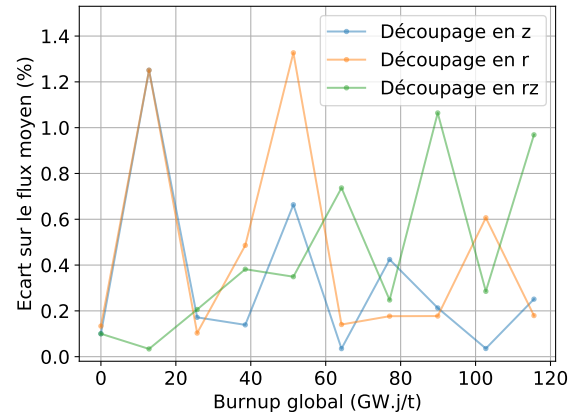
Pour cette simulation, 250 000 neutrons sources sont générés pour chaque cycle du calcul Monte-Carlo, soit pour les 10 cycles inactifs et les 90 cycles actifs.

Les résultats des calculs montrent un écart, calculé avec la formule (2.14) où X_{REF} correspond à la simulation de référence présentée précédemment et X_{TEST} correspond ici à la prise en compte de l'effet xénon, sur le k_{eff} de 49 pcm en fin d'irradiation, soit un biais de simulation comparable à l'incertitude statistique du calcul Monte-Carlo de référence. En effet, le k_{eff}, en fin de cycle, vaut 0,92079 ± 12 pcm. Pour l'estimation de l'inventaire total en plutonium, en fin d'irradiation, les calculs montrent un écart d'environ 100 grammes sur les 5 tonnes présentes dans le cœur, soit 0,020‰. En ne considérant que le plutonium 239, l'écart en fin d'irradiation est de 0,035‰. Ces écarts sur les inventaires, très inférieurs à 1%, sont représentatifs d'erreurs sur les flux et les sections efficaces faibles.

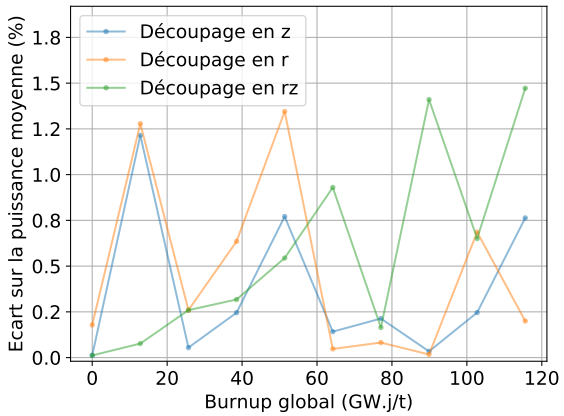
Au vu de ces considérations, nous confirmons que l'impact de la modélisation spécifique pour le xénon est négligeable pour les réacteurs à spectre rapide considérés ici. Dans la suite, aucun traitement spécifique n'est donc réalisé concernant les premiers instants de l'irradiation, et les pas de temps sont toujours équi-répartis.

Choix du nombre de pas de temps

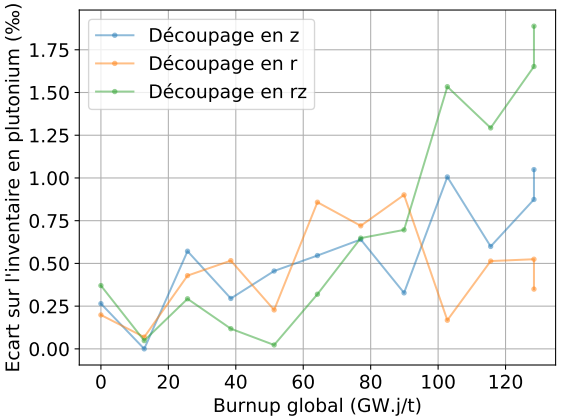
Le nombre de pas en temps, *i.e.* le nombre de résolutions de l'équation du transport dans



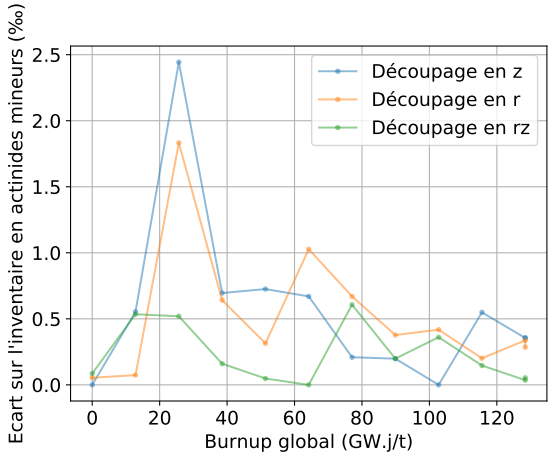
(a) Flux de neutrons moyen



(b) Puissance moyenne



(c) Inventaire en plutonium



(d) Inventaire en actinides mineurs

FIGURE 2.15 – Évolution des écarts sur le flux de neutrons, la puissance moyenne, les inventaires en plutonium et en actinides mineurs au cours de l'irradiation

les calculs d'évolution, est maintenant étudié, en effet, ce paramètre peut lui aussi apporter un biais de calcul. Une fois encore, en comparaison avec les réacteurs thermiques, 10 pas de temps semble un nombre relativement faible, mais les variations de spectre en fonction du burnup dans les RNR sont connues pour être beaucoup plus faibles. Nous comparons alors l'évolution de référence de la configuration isogénératrice, qui a 10 pas de temps, avec deux simulations d'évolution qui comportent respectivement 100 et 200 pas de temps. Comme c'est le cas dans le paragraphe précédent, le nombre de neutrons sources simulés par cycle est de 250 000, 10 cycles inactifs et 90 cycles actifs sont considérés.

Le biais calculé sur le k_{eff} en fin d'irradiation, en utilisant l'équation (2.14) où X_{TEST} correspond ici à la variation du nombre de pas de temps, est de 20 pcm en comparaison avec la simulation comportant 200 pas de temps. Il est de 16 pcm en comparaison avec le calcul d'évolution de 100 pas de temps. En effet, les k_{eff} sont respectivement de 0,92142 $\pm$ 12 pcm et de 0,92139 $\pm$ 12 pcm. Ces biais sont compatibles avec l'incertitude statistique en fin d'irradiation du calcul Monte-Carlo de l'évolution de référence.

Le calcul du biais sur l'inventaire total en plutonium montre, dans les deux cas, un écart d'environ 10 kg sur les 5 tonnes présentes dans le cœur, soit 0,20% environ. En ne considérant

que le plutonium 239, l'écart en fin d'irradiation est de 0,33% lorsqu'il y a 200 pas en temps et de 0,28% lorsqu'il y en a 100. De nouveau, ces écarts inférieurs à 1% sur les inventaires sont représentatifs d'erreurs sur les flux et les sections efficaces faibles.

Au regard des biais de simulation induits par les options de discrétisation temporelle, nous supposons acceptable l'hypothèse de 10 pas de temps équi-répartis pour une simulation de réacteurs à neutrons rapides jusqu'à un burnup d'environ 100 $GW.j/t$.

2.3.2.3 Effet du rechargement

Les simulations de référence considèrent un cœur dont le combustible est complètement neuf, ce qui limite le nombre de zones combustibles à faire évoluer et par conséquent réduit grandement le temps de calcul. Cependant, dans la littérature, il est prévu environ quatre rechargements du cœur de type ASTRID isogénérateur de plutonium [68][75].

Un test est donc réalisé ici pour estimer l'impact induit par cette simplification sur l'évolution du k_{eff}. Il sert aussi à vérifier l'hypothèse d'égalité entre la variation de k_{eff}^{REF} sur une irradiation totale et la multiplication du nombre de rechargements supposé, R_x, par la variation de k_{eff}^{R} sur un cycle de rechargement, comme l'exprime la formule (2.15).

$$\Delta k_{eff}^{REF} \approx \Delta k_{eff}^{R} \cdot R_x \tag{2.15}$$

La modélisation de l'isogénérateur est donc modifiée afin d'obtenir deux nouvelles modélisations, l'une prenant en compte une hypothèse de rechargement par moitié, notée *R2*, et l'autre, une hypothèse de rechargement par cinquième, notée *R5*. La modélisation de référence peut être notée *R1* en regard de ces notations. La répartition des combustibles dans les deux cas s'inspire du travail de thèse de doctorat de K. Ammar effectué au CEA [75], et qui présente des cartes de chargement du cœur de type ASTRID avec 2, 3, 4 ou 5 lots d'assemblages. Les paramètres des deux nouveaux calculs d'évolution, effectués avec le code VESTA2.2, sont les mêmes que dans le cas de référence. Le nombre de neutrons sources simulés par cycle pour le calcul du transport est cependant limité à 50 000 afin de diminuer le temps de calcul. Dans *R2*, 12 matériaux sont brûlés sur 1501 jours et pour *R5*, 30 compositions de matériaux évoluent sur 600,4 jours. Dans les deux cas, les 10 pas de temps sont répartis équitablement.

Ainsi, la répartition des assemblages neufs et usés se fait comme suit. Pour la configuration *R2* :

. 145 assemblages ont une composition neuve (56 dans le cœur interne et 89 dans le cœur externe),

. 146 assemblages ont une composition irradiée jusqu'à 64 $GW.j/t$ environ (58 dans le cœur interne et 88 dans le cœur externe).

Pour la configuration *R5* :

. 58 assemblages ont une composition neuve (35 dans le cœur interne et 23 dans le cœur externe),

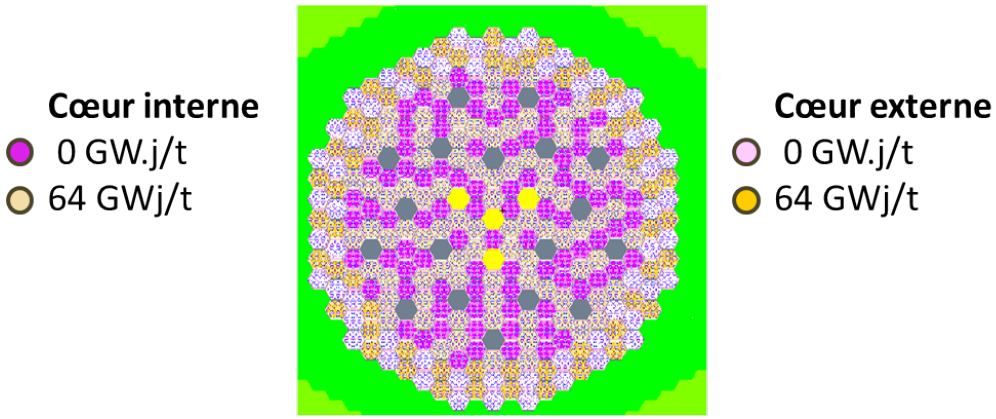
. 58 sont irradiées à 26 $GW.j/t$ environ (35 dans le cœur interne et 23 dans le cœur externe),

. 58 sont irradiées à 51 $GW.j/t$ environ (35 dans le cœur interne et 23 dans le cœur externe),

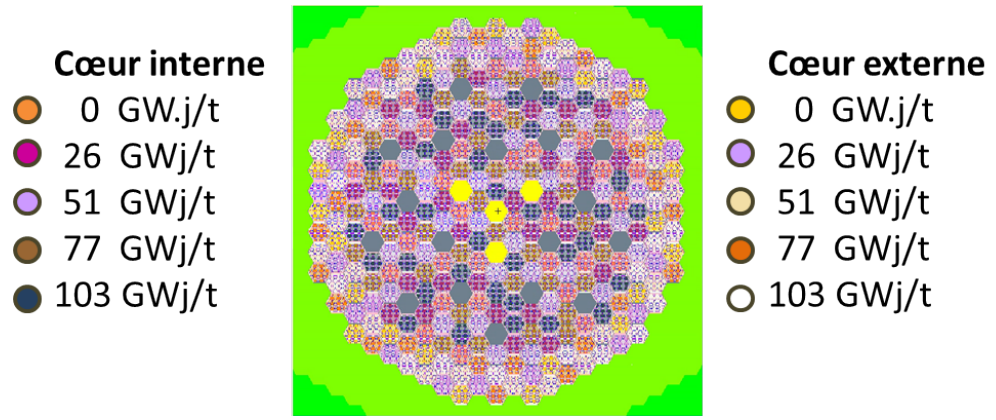
. 59 sont irradiées à 77 $GW.j/t$ environ (36 dans le cœur interne et 23 dans le cœur externe),

. 58 sont irradiés à 103 $GW.j/t$ environ (36 dans le cœur interne et 22 dans le cœur externe).

Les figures (2.16) (a) et (b) montrent une vue radiale du cœur chargé avec respectivement les gestions de combustibles *R2* et *R5*.



(a) 2 lots de combustibles



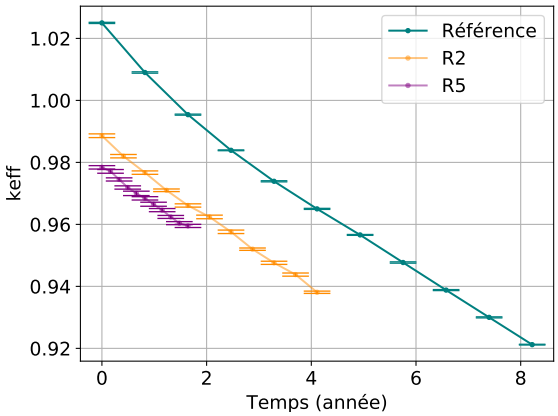
(b) 5 lots de combustibles

FIGURE 2.16 – Coupes radiales du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium prenant en compte le rechargement du cœur, modélisées avec le code MCNP6

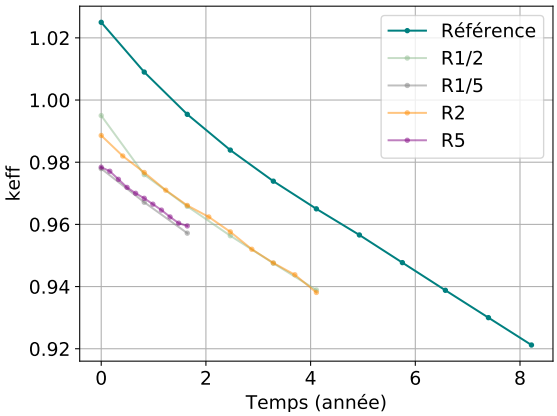
Dans la simulation de référence, la diminution du coefficient de multiplication des neutrons au cours de l'irradiation représente 10383 pcm. Pour la simulation *R2*, k^{R2}_{eff-DC} vaut 0,98860 ± 60 pcm et k^{R2}_{eff-FC} vaut 0,93810 ± 37 pcm ; la variation de k^{R2}_{eff} représente donc 5050 pcm. Pour la simulation *R5*, k^{R5}_{eff-DC} vaut 0,97840 ± 55 pcm et k^{R5}_{eff-FC} vaut 0,95950 ± 51 pcm ; la variation de k^{R5}_{eff} représente dans ce cas 1890 pcm. La figure (2.17) (a) représente ces trois évolutions en fonction du temps d'irradiation en réacteur. Les incertitudes associées aux courbes sont les incertitudes statistiques Monte-Carlo à $1{\cdot}\sigma$. Étant donné l'hypothèse de simulation visant à considérer un cœur neuf ayant un k_{eff} initial de 1,02, les courbes correspondant au cœur rechargé sont sous-critiques. L'étude de cœurs rechargés critiques nécessiterait d'avoir un cœur neuf sur-critique.

Le graphique (2.17) (b) montre les évolutions du k_{eff} des différents calculs et celles reconstruites à partir de la simulation de référence pour reproduire *a posteriori* le rechargement du réacteur ; ces évolutions sont notées $R1/2$ et $R1/5$. En effet, chaque point de la courbe *R1/R* est la moyenne des R parties de la courbe *R1*. La comparaison en fin d'irradiation entre k^{R2}_{eff-FC} et $k^{R1/2}_{eff-FC}$ montre un biais de 85 pcm. Celle entre k^{R5}_{eff-FC} et $k^{R1/5}_{eff-FC}$ indique un

biais de 242 pcm.



(a) Évolution du k_{eff} pour *R1*, *R2*, *R5*

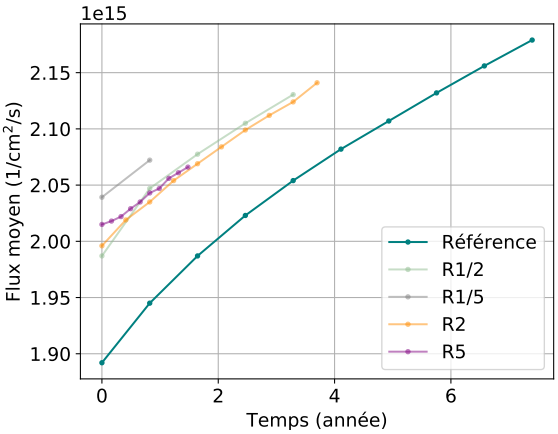


(b) Reconstruction de k_{eff}^{R2} et k_{eff}^{R5}

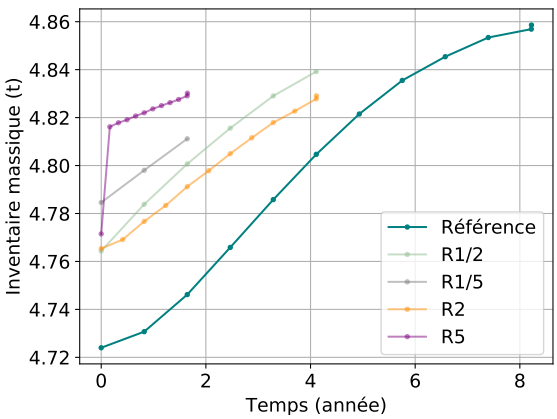
FIGURE 2.17 – Évolution du k_{eff} pour *R1*, *R2*, *R5* et reconstruction de k_{eff}^{R2} et k_{eff}^{R5} à partir de k_{eff}^{REF} au cours de l'irradiation dans le réacteur isogénérateur de plutonium

La même démarche de reconstruction est appliquée au flux de neutrons et aux inventaires de plutonium comme le montrent les figures (2.18) (a) et (b). La déviation sur le flux en fin de cycle par rapport à la modélisation de référence induit un biais inférieur de 0,31% dans le cas d'un chargement par moitié et de 1,43% pour un chargement par cinquième.

Les écarts induits sur les inventaires de plutonium sont aussi très limités ici, puisque le biais absolu atteint est de 0,13 tonnes pour *R5* et de de 0,06 tonnes pour *R2*, soit des biais relatifs de 0,37% et 0,24% respectivement.



(a) Évolution du flux moyen de neutrons



(b) Évolution des inventaires en plutonium

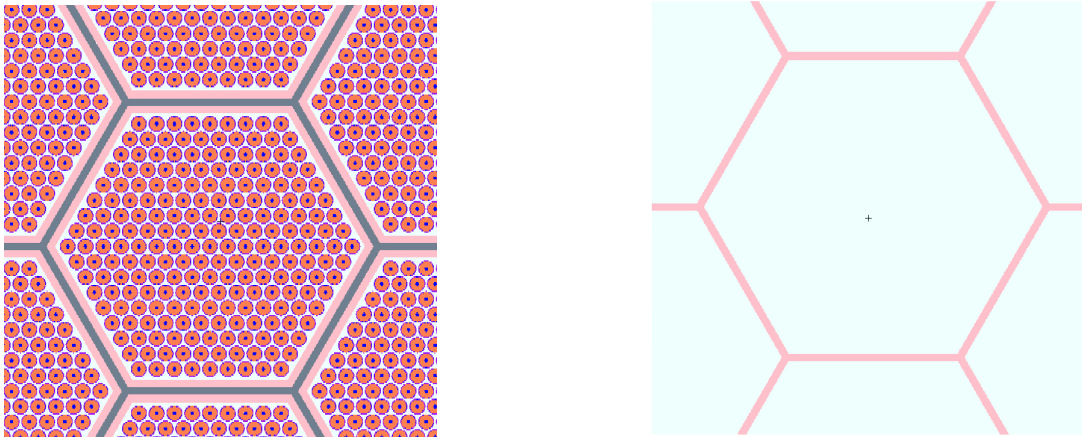
FIGURE 2.18 – Évolution du flux moyen de neutrons et des inventaires en plutonium, dans le réacteur isogénérateur de plutonium, pour *R1*, *R2*, *R5* et reconstruction des observables à partir de *R1* au cours de l'irradiation

Lorsque le nombre de rechargement augmente, des erreurs non négligeables sont observées sur le coefficient de multiplication des neutrons et le flux moyen en fin d'irradiation. Mais *in fine*, les déviations induites, en fin d'irradiation, sur les inventaires de plutonium, par la

non prise en compte du rechargement du réacteur de type ASTRID isogénérateur, sont très limitées, inférieures à 1%. L'hypothèse de modélisation d'un chargement complet est donc acceptable pour ce réacteur. Nous la supposerons aussi valide pour la configuration de type ASTRID incinérateur.

2.3.2.4 Impact de l'homogénéisation du combustible

Le choix d'une modélisation pour les calculs MCNP6 d'un cœur détaillé *i.e.* allant jusqu'aux aiguilles combustibles a été présenté jusqu'ici. Cependant, un test d'homogénéisation des assemblages combustibles par zone combustible, au niveau du tube hexagonal, est réalisé sur le modèle incinérateur de plutonium en vue de diminuer le temps de calcul. La figure (2.19) présente les coupes d'un assemblage détaillé et d'un assemblage homogénéisé. Un calcul Monte-Carlo en évolution avec le code VESTA2.2 est effectué pour la géométrie simplifiée, avec les mêmes paramètres que la simulation de référence.



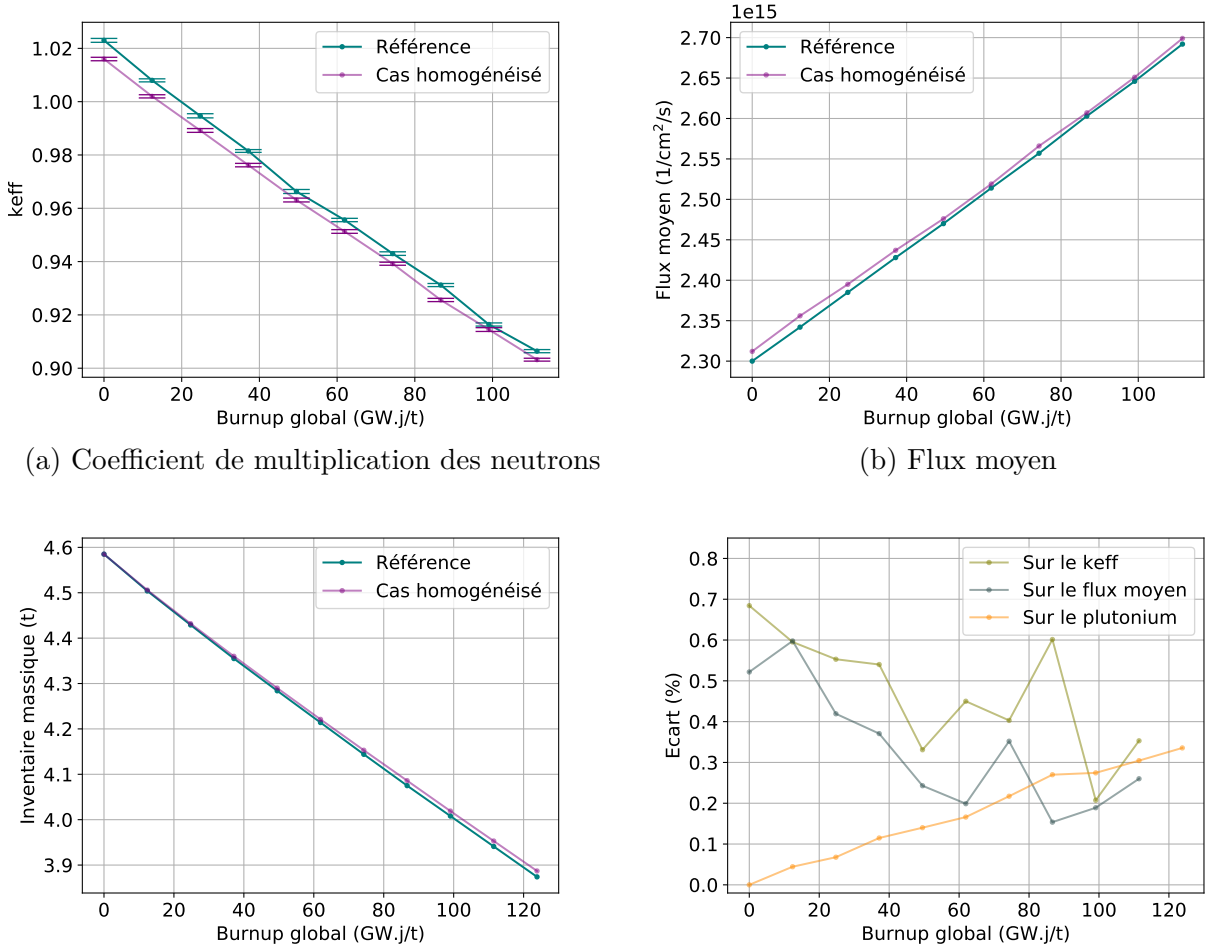
(a) Assemblage détaillé (b) Assemblage homogénéisé

FIGURE 2.19 – Coupes d'un assemblage combustible du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, modélisé avec le code MCNP6

Les figures (2.20) (a), (b) et (c) montrent l'impact de l'homogénéisation des assemblages combustibles respectivement sur le coefficient de multiplication des neutrons, sur le flux moyen de neutrons et sur les inventaires de plutonium. Pour la courbe associée au k_{eff}, l'incertitude représentée est l'incertitude à $1{\cdot}\sigma$. La figure (2.20) (d) récapitule les écarts associés à ces trois observables en fonction du burnup global du réacteur. Ces écarts sont de nouveaux calculés à partir de la formule (2.14), où X_{TEST} correspond ici à la géométrie simplifiée.

Pour le k_{eff}, les deux simulations ne sont globalement pas compatibles à $3{\cdot}\sigma$. L'écart maximal, d'environ 700 pcm, est atteint en début de cycle et il diminue au fur et à mesure de l'irradiation. Nous pouvons faire le même constat pour le flux neutronique moyen avec un écart maximal de 0,60% obtenu pour un burnup d'environ 12 $GW.j/t$.

Bien que l'écart sur les inventaires de plutonium soit inférieur à 0,34%, l'homogénéisation des assemblages combustibles a un impact visible sur l'estimation du k_{eff}, de 0,68% au maximum, sans diminuer le temps de calcul de façon très significative. Nous choisissons donc de garder pour la suite une géométrie détaillée du cœur des réacteurs de type ASTRID.



(a) Coefficient de multiplication des neutrons

(b) Flux moyen

(c) Inventaires de plutonium

(d) Évolution des écarts

FIGURE 2.20 – Évolution (a) du k_{eff}, (b) du flux de neutrons moyen, (c) des inventaires de plutonium et (d) des écarts associés au cours de l'irradiation, pour le réacteur incinérateur de plutonium, dans sa configuration de référence et lorsque les assemblages combustibles sont homogénéisés

2.3.2.5 Bilan des biais de modélisation induits

Le tableau (2.17) récapitule les erreurs induites par les différents choix de modélisation sur le k_{eff} et les inventaires de plutonium en fin de cycle.

Ce tableau montre que les biais induits sur l'estimation des inventaires de plutonium en fin de cycle sont toujours inférieurs à 1%, ce qui est satisfaisant. Par ailleurs, les erreurs maximales induites sur le k_{eff} sont dues à la non prise en compte du rechargement et par l'homogénéisation de l'assemblage combustible.

D'un point de vue de la simulation, conserver un niveau de détail allant jusqu'au crayon combustible n'est pas plus compliqué que d'homogénéiser l'assemblage combustible, en outre le gain temporel est relativement restreint. Cette hypothèse d'homogénéisation n'a donc pas été maintenue dans la suite. Les conclusions sont différentes pour le rechargement du cœur. En effet, ce cas est assez compliqué à mettre en œuvre dans les simulations. Le nombre de matériaux, dont la composition évolue, augmente rapidement avec le nombre de lots, de même que le temps de calcul. De plus, le nombre de rechargement du cœur du réacteur de type ASTRID n'est pas connu aujourd'hui avec certitude. Ainsi, la rechargement du cœur n'a

pas été pris en compte pour la suite de ce travail.

	$E(k_{eff-FC})$	$E(Pu-FC)$
Découpage radial	0,11%	0,90‰
Découpage axial	0,28%	1,05‰
Découpage axial & radial	0,34%	1,89‰
Effet Xénon	45 pcm	0,035‰
100 pas de temps	16 pcm	0,20%
200 pas de temps	20 pcm	0,21%
Rechargement par moitié	85 pcm	0,24%
Rechargement par cinquième	242 pcm	0,37%
Homogénéisation de l'assemblage	700 pcm	0,34%

TABLE 2.17 – Récapitulatif des erreurs induites par les différentes hypothèses de modélisation

2.3.3 Vérification d'observables liées à la sûreté

Cette section synthétise les résultats de calcul de trois propriétés liées à la sûreté des réacteurs : le coefficient de vidange, l'effet Doppler et le poids des barres de commande.

2.3.3.1 Effet de vidange

L'hétérogénéité axiale et radiale du cœur du réacteur de type ASTRID ainsi que la présence du plenum sodium et de la PNS permettent, par conception, de tendre vers une contre-réaction nulle voire négative sur la réactivité en cas de variation de la densité du sodium liquide comme détaillé dans [23].

Ainsi, la forme du cœur volontairement plus large que haut, permet d'avoir une surface de fuite plus importante au-dessus du cœur actif. De même, une diminution de la densité du sodium dans le plenum ou une perte de plenum induit l'augmentation des fuites de neutrons par le haut du cœur et une baisse de la réactivité, alors que ce plenum, en condition nominale, assure un rôle de réflecteur de neutrons. La protection neutronique supérieure permet d'empêcher les neutrons de revenir vers le cœur actif.

Enfin, l'insertion d'une plaque fertile interne permet de modifier la distribution axiale du flux sans décorréler neutroniquement les zones fissiles internes. Le but est d'augmenter le flux de neutrons à la frontière avec le plenum en cas de vidange. Le choix de la hauteur de cette plaque est donc un compromis entre le libre parcours moyen des neutrons, élevé dans les réacteurs à neutrons rapides, de l'ordre de 15 cm en première approximation, et le taux de capture dans les zones fertiles. En condition nominale, le flux axial est fortement piqué vers le fissile supérieur interne. En cas de vidange du sodium, le spectre se durcit et par conséquent, le taux de fuite des neutrons augmente. Ce durcissement induit un aplatissement axial du flux autour de la plaque fertile, à l'inverse au dessus du fissile supérieur interne, le flux diminue du fait de la perte du sodium et de l'impact de la protection neutronique supérieure fortement absorbante. L'impact de la vidange du sodium sur la répartition du flux dans le réacteur est

visible dans la figure (2.21) qui montre la distribution du flux selon l'axe vertical dans le cas de référence et dans le cas vidangé. Cette figure est issue de calculs réalisés dans le cadre du stage de T. Gomes Ferreira, effectué à l'IPN, pour l'école d'ingénieurs ENSTA Paris [76].

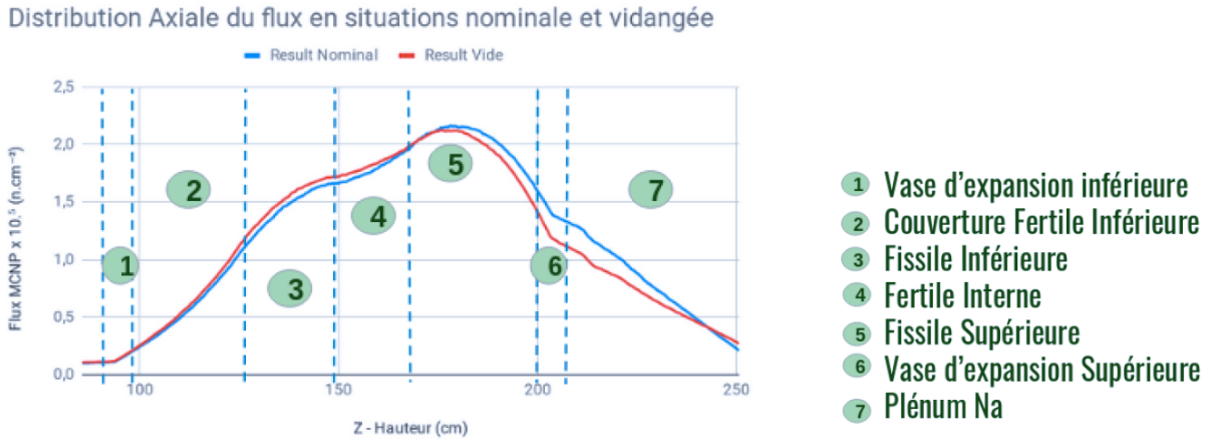


FIGURE 2.21 – Répartition du flux selon la direction axiale dans le cas nominal en bleu et en cas de vidange en rouge, figure issue de [76]

.

Nous cherchons ici à vérifier la propriété du faible effet sur la réactivité de la vidange du sodium sans modification de la température, dans le cas des réacteurs de type ASTRID modélisés en calculant le coefficient de vidange associé à différents degrés de perte de sodium. Cette étude s'intéresse au début de cycle pour la configuration isogénératrice et la configuration incinératrice. Les deux réacteurs sont alors chargés avec les compositions neuves. Nous étudions aussi ici l'effet de l'évolution en calculant pour l'isogénérateur le coefficient de vidange en fin de cycle. Les compositions choisies correspondent à un burnup global de 103 $GW.j/t$, c'est-à-dire au neuvième pas de temps de l'évolution de référence.

Par ailleurs, quatre cas de vidange ont été définis. A chaque fois, le sodium est vidé sur toute la hauteur du cœur, couvertures fertiles incluses ; cependant la composition des protections neutroniques reste inchangée.

. Cas 0 : la densité du sodium intra-assemblage est divisée par deux entre les aiguilles combustibles pour simuler une fuite légère de caloporteur dans le réacteur,

. Cas 1 : le sodium intra-assemblage est vidé [73],

. Cas 2 : en plus du sodium intra-assemblage, le plenum est vidangé [73],

. Cas 3 : en plus du sodium intra-assemblage et du plenum, le sodium inter-assemblages est retiré,

. Cas 4 : vidange totale du sodium du réacteur, *i.e.* en incluant le sodium extérieur.

Les paramètres des simulations Monte-Carlo effectuées avec le code MCNP6 sont, pour les deux modélisations, les mêmes que pour la simulation de référence associée. Cependant, ces calculs de coefficient de vidange sont les seuls effectués sans recours à la source pré-convergée. En effet, la fonction du code MCNP6 permettant d'estimer la fraction de neutrons retardés, notée β_{eff}, n'est pas compatible avec l'utilisation d'une source pré-convergée.

Le tableau (2.18) récapitule les coefficients de multiplication des neutrons et le β_{eff} associé à chacune des simulations effectuées pour les réacteurs isogénérateur et incinérateur de

plutonium.

	Isogénérateur		Incinérateur
	Début de Cycle	Fin de Cycle	Début de Cycle
Réf.	*1,02507 ± 14 pcm* *388 ± 21 pcm*	*0,93885 ± 16 pcm* *369 ± 19 pcm*	*1,02134 ± 66 pcm* *335 ± 20 pcm*
Cas 0	1,02914 ± 19 pcm 385 ± 21 pcm	0,94608 ± 33 pcm 354 ± 20 pcm	/
Cas 1	1,03369 ± 18 pcm 376 ± 20 pcm	0,95324 ± 27 pcm 332 ± 18 pcm	1,02762 ± 60 pcm
Cas 2	1,01749 ± 22 pcm 348 ± 19 pcm	0,94554 ± 32 pcm 347 ± 20 pcm	1,00680 ± 71 pcm
Cas 3	1,01390 ± 21 pcm 353 ± 19 pcm	0,94381 ± 26 pcm 364 ± 21 pcm	/
Cas 4	1,01888 ± 17 pcm 359 ± 19 pcm	0,94328 ± 28 pcm 335 ± 18 pcm	/

TABLE 2.18 – k_{eff} et β_{eff} calculés par simulation Monte-Carlo dans les différents tests d'effet de vidange du sodium dans les réacteurs de type ASTRID, à 0 $GW.j/t$ et à 103 $GW.j/t$

Dans cette étude, le coefficient de vidange, noté CV, est calculé avec la formule (2.16). Il est exprimé en \$. Les valeurs de coefficient de vidange sont données dans le tableau (2.19). Le β_{eff} choisi pour le calcul présenté ici est le β_{eff} des simulations de référence, utiliser un β_{eff} moyen ou le β_{eff} du cas vidangé change légèrement le coefficient mais dans des proportions qui ne modifient pas les conclusions faites ici.

$$CV = \frac{\Delta\rho}{\beta_{eff}} = \frac{(\rho_{Cas_X} - \rho_{REF})}{\beta_{eff}} = \frac{\frac{1}{k_{REF}} - \frac{1}{k_{Cas_X}}}{\beta_{eff}} \tag{2.16}$$

	Isogénérateur		Incinérateur
	Début de Cycle	Fin de Cycle	Début de Cycle
Cas 0	0,99 ± 0,0022 \$	2,21 ± 0,0084 \$	/
Cas 1	2,10 ± 0,0023 \$	4,36 ± 0,0068 \$	1,79 ± 0,0087 \$
Cas 2	-1,87 ± 0,0018 \$	2,04 ± 0,0083 \$	-4,22 ± 0,0055 \$
Cas 3	-2,77 ± 0,0016 \$	1,52 ± 0,0075 \$	/
Cas 4	-1,53 ± 0,0017 \$	1,34 ± 0,0078 \$	/

TABLE 2.19 – Coefficients de vidange calculés pour les différents tests d'effet de vidange du sodium dans les réacteurs de type ASTRID, à 0 $GW.j/t$ et à 103 $GW.j/t$

Ces calculs montrent d'une part, qu'en début d'irradiation, une faible fuite de sodium, par exemple due au passage de bulles dans les assemblages combustibles, induit un effet de vidange positif. Par contre, en cas de perte importante de sodium et donc d'une vidange du plenum, le coefficient de vidange est bien négatif. La valeur de -1,87 $ dans ce cas pour l'isogénérateur, coïncide avec la valeur donnée dans [23]. D'autre part, ces résultats de simulations montrent que, calculés de cette façon en fin d'irradiation, les coefficients de vidange sont tous positifs. En effet l'hétérogénéité géométrique ne suffit pas à assurer un coefficient négatif comme celui-ci dépend aussi fortement de la présence de la plaque fertile interne. Or, à burnup élevé, celle-ci se comporte comme une zone fissile en terme de production de puissance et est chargée en plutonium, comme le montrent les figures (2.9) (a) et (2.11). Le faible effet de vidange pourrait peut-être être assuré par la prise en compte du rechargement et une disposition des combustibles suivant un plan de chargement. L'objectif ici n'est pas de prédire des coefficients de contre-réaction, cependant cela permet de mettre en évidence l'impact de la modification des compositions des combustibles sur ces observables.

2.3.3.2 Effet Doppler

L'effet Doppler est une contre-réaction neutronique due à une variation de la température du combustible [75][34]. En effet, quand la température du combustible augmente, l'agitation thermique des noyaux augmente, ce qui entraîne l'élargissement des résonances des sections efficaces ayant pour effet l'augmentation du taux d'absorption. L'uranium 238, principal contributeur à l'effet Doppler, étant très fortement présent dans les combustibles, l'augmentation de son taux de capture a un effet négatif non négligeable sur la réactivité ; à l'inverse le plutonium 239 a un impact positif mais moindre sur la réactivité : la teneur en plutonium est donc un paramètre qui influe sur le coefficient de contre-réaction Doppler. L'augmentation de l'absorption en cas d'augmentation de la température implique alors une diminution du flux et de la puissance du réacteur, réduisant la température du combustible. Le processus inverse a lieu en cas de diminution de la température.

Le calcul du coefficient Doppler, K_D, en pcm, repose sur la formule (2.17), où ρ_i et T_i sont respectivement la réactivité et la température du cœur dans son état initial et ρ_f et T_f dans son état final, *i.e.* après une variation de température du combustible.

$$K_D = \frac{\rho_f - \rho_i}{ln\left(\frac{T_f}{T_i}\right)} \tag{2.17}$$

Nous calculons ici le coefficient Doppler pour le réacteur isogénérateur de plutonium, en début et en fin d'irradiation pour une élévation de température du combustible fissile et du combustible fertile de 100°C : le combustible fissile est donc à 1600 K et le combustible fertile à 1000 K. La température du sodium et donc des autres matériaux reste inchangée et vaut 700 K. La composition en fin de cycle correspond à l'irradiation jusqu'à un burnup global de 103 $GW.j/t$, c'est-à-dire au neuvième pas de temps de l'évolution de référence. Les paramètres de la simulation Monte-Carlo sont modifiés afin d'avoir une précision satisfaisante sur le coefficient Doppler :

. Nombre de cycles inactifs : 20

. Nombre de cycles actifs : 140

. Nombre de neutrons par source : $5{,}0 \cdot 10^6$

. Bibliothèque de données nucléaires : JEFF 3.2

La bibliothèque de données nucléaires utilisée ici est modifiée afin que les données soient disponibles pour les températures considérées pour ces calculs. Nous supposons que ce changement influe peu sur l'évaluation des coefficients Doppler.

Le tableau (2.20) présente les résultats obtenus. Le coefficient Doppler calculé est négatif en début et en fin d'irradiation ce qui est cohérent avec l'effet de contre-réaction attendu. Par ailleurs, en début de cycle, ces résultats sont du même ordre de grandeur que les valeurs présentées dans le travail de thèse de K. Ammar [75].

	Début de Cycle	Fin de Cycle
k_{eff}^{i}	1,01864 ± 2 pcm	0,93555 ± 2 pcm
k_{eff}^{f}	1,01799 ± 3 pcm	0,93551 ± 2 pcm
$\rho_f - \rho_i$	-62,68 pcm ± 0,09 pcm	-4,57 pcm ± 0,29 pcm
K_D^{fis}	-971,25 pcm ± 1,36 pcm	-58,33 pcm ± 3,76 pcm
K_D^{fer}	-597,94 pcm ± 0,84 pcm	-30,88 pcm ± 1,99 pcm

TABLE 2.20 – Coefficients Doppler calculés à 0 $GW.j/t$ et à 103 $GW.j/t$ pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

2.3.3.3 Poids des assemblages de commande

Le dernier test réalisé pour cette section a pour objectif l'estimation du poids des assemblages de commande utilisés pour piloter le réacteur en fonctionnement normal. Ce poids permet de connaître la baisse de réactivité qui peut être compensée par les barreaux absorbants pour le pilotage du réacteur pendant l'irradiation.

Pour le réacteur isogénérateur de plutonium, ce test se décompose en deux parties : tout d'abord l'extraction progressive des barres dans le cœur neuf pour quantifier l'impact en réactivité avec la composition de référence. Ce calcul permet d'estimer le poids différentiel des barres de commande. Dans un deuxième temps, nous calculons le poids intégral des barres en début, en milieu et en fin de cycle pour deux compositions différentes afin de s'assurer que le poids des barres n'est pas sensible à la composition initiale. Ces calculs sont effectués par simulation Monte-Carlo avec le code MCNP6. Les paramètres de simulation pour le calcul des poids différentiels de la première partie sont : $5{,}0 \cdot 10^4$ neutrons sources par cycle, 10 cycles inactifs et 50 cycles actifs. Pour l'estimation des poids intégraux, $2{,}5 \cdot 10^5$ neutrons sources par cycle sont simulés pendant 10 cycles inactifs et 90 cycles actifs. La première composition utilisée pour cette seconde partie, est la composition de référence, qui correspond à un combustible REP-UOX usé, la seconde, une composition correspondant à un combustible MOX usé ayant été irradié jusqu'à un burnup de 43,5 $GW.j/t$ dans un REP 900 MW_e puis refroidi 3 ans avant retraitement [31]. Le vecteur isotopique de ce combustible MOX usé est présenté dans le tableau (2.21). Le début de cycle correspond à 0 $GW.j/t$, le milieu de cycle, ou milieu de vie du combustible, à un cœur irradié jusqu'à 38,5 $GW.j/t$, soit jusqu'au quatrième pas de temps et la fin de cycle à un burnup de 103 $GW.j/t$, soit jusqu'au neuvième pas de temps.

Pour le réacteur incinérateur de plutonium, le test est effectué seulement pour la composition de référence, en début de cycle, en faisant varier l'insertion des barres de commande. Les paramètres de simulation Monte-Carlo utilisés ici sont les mêmes que ceux utilisés pour

la simulation de référence, *i.e.* $2{,}0 \cdot 10^4$ neutrons sources par cycle, 10 cycles inactifs et 50 cycles actifs.

^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
4,2%	35,6%	29,5%	13,8%	14,1%	4,9%

TABLE 2.21 – Vecteur isotopique d'un combustible MOX irradié en REP 900 MW_e jusqu'à 43,5 $GW.j/t$ puis refroidi 3 ans

Poids différentiel

La figure (2.22) montre l'évolution du poids des barres en fonction de l'extraction des barres de commande, les barres d'arrêt sont toujours extraites. A partir de cette courbe, nous pouvons calculer l'efficacité maximale des barres de commande en prenant la différence entre la valeur du k_{eff} la plus faible et celle toutes barres extraites. Cette efficacité maximale est de 4280 pcm ± 80 pcm pour l'isogénérateur et de 3716 pcm ± 145 pcm pour l'incinérateur. Notons que cette valeur ne représente pas la différence entre le k_{eff} toutes barres extraites et le k_{eff} toutes barres insérées. En effet, nous observons une remontée du k_{eff} entre 0% et 22% d'extraction. Cette remontée est surprenante et pourrait s'expliquer par une redistribution du flux dans le cœur lorsque les barres sont insérées. Il est aussi possible que le choix de modélisation de la taille des barres de contrôle ait une forte influence sur la réactivité. En considérant l'efficacité des barres entre 0% et 100% d'extraction, le poids est alors de 3833 pcm ± 89 pcm.

Le poids des barres estimé en statique pour les compositions de référence est cohérent avec la variation de réactivité de chacun de ces modèles sur une irradiation. En effet, dans la section (2.3.1), il est montré que la variation de k_{eff} est comprise entre 1721 pcm et 2868 pcm pour l'isogénérateur et entre 2135 pcm et 3558 pcm pour l'incinérateur sur une irradiation et selon le nombre de cycles de chargement.

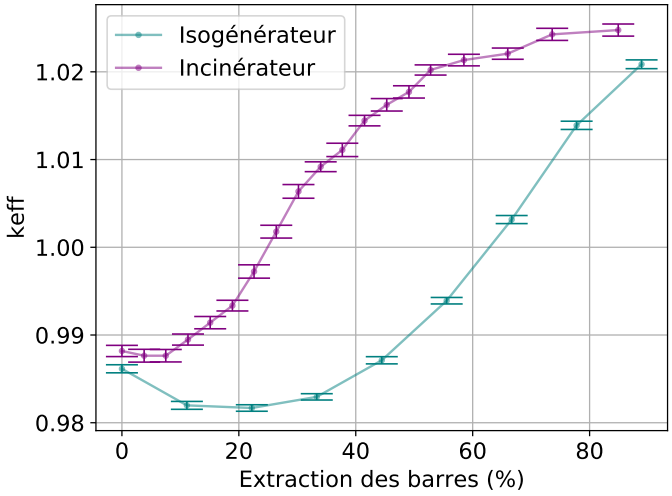


FIGURE 2.22 – Évolution du coefficient de multiplication des neutrons lors de l'extraction des barres de commande du cœur, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium

Impact de la composition sur les efficacités intégrales

Nous cherchons ici à nous vérifier si l'efficacité des barres de commande calculée au paragraphe précédent reste relativement constante au cours de l'irradiation et pour plusieurs compositions. Ces simulations sont effectuées seulement pour l'isogénérateur. Les cotes d'extraction des barres sélectionnées sont 0%, 22% et 100%. Les tableaux (2.22) (a) et (b) montrent l'efficacité des barres calculée respectivement pour le combustible de type UOX usé et de type MOX usé. Notons que les valeurs sont légèrement différentes mais néanmoins du même ordre de grandeur que celles du paragraphe précédent du fait du changement de statistique pour les calculs MCNP. En début de cycle, les valeurs sont cohérentes à $3{\cdot}\sigma$ près pour un même écart d'extraction, en fin de cycle les valeurs sont dans les $3{\cdot}\sigma$ pour un même type de combustible. Cependant, les valeurs sont toutes relativement proches, variant entre 3630 pcm en fin de cycle pour le combustible de type MOX usé et 4413 pcm pour le combustible de type UOX usé en milieu d'irradiation.

	Début de Cycle	Milieu de Cycle	Fin de Cycle
0% - 100%	3889 pcm ± 27 pcm	4208 pcm ± 26 pcm	4223 pcm ± 23 pcm
22% - 100%	4385 pcm ± 29 pcm	4413 pcm ± 26 pcm	4271 pcm ± 24 pcm

(a) Combustible de référence

	Début de Cycle	Milieu de Cycle	Fin de Cycle
0% - 100%	3828 pcm ± 30 pcm	3741 pcm ± 28 pcm	3630 pcm ± 29 pcm
22% - 100%	4290 pcm ± 31 pcm	4088 pcm ± 27 pcm	3720 pcm ± 28 pcm

(b) Combustible de type MOX usé

TABLE 2.22 – Poids des barres de commandes estimé à 0 $GW.j/t$, 38,5 $GW.j/t$ et 103 $GW.j/t$ pour la composition de référence et une composition REP-MOX usé chargées dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

En fusionnant toutes ces données, la valeur la plus faible du poids neutronique des barres de contrôle pour le réacteur isogénérateur est de 3720 pcm ± 28 pcm, de 3716 pcm ± 145 pcm pour l'incinérateur. Notons la similitude de ces valeurs. Ainsi, un poids des barres de commande de 3700 pcm permet d'assurer une marge de réactivité valide pour les deux cœurs, en considérant un burnup maximum de l'ordre de 100 $GW.j/t$. Dans la suite, nous nous assurerons que les variations de réactivité au cours de l'irradiation sont compatibles avec ces données d'efficacité des barres de commande.

2.3.3.4 Résumé des paramètres de simulation

Le tableau (2.23) récapitule les principaux paramètres utilisés pour les simulations présentées dans cette section.

	Cycle Inactif	Cycle Actif	Neutron Source	Source pré-convergée	Bibl.	Matériaux brûlés	Pas en temps	Répartition des pas	Durée d'irradiation
Sources pré-convergées	600	1000	$5{,}0 \cdot 10^5$	non	Jeff3.1	/	/	/	/
Référence iso.	10	30	$5{,}0 \cdot 10^5$	oui	Jeff3.1	6	10	Uniforme	3002 jours
Référence inc.	10	50	$2{,}0 \cdot 10^4$	oui	Jeff3.1	2	10	Uniforme	1825 jours
Découpage axial (z)	10	30	$5{,}0 \cdot 10^4$	oui	Jeff3.1	9	10	Uniforme	3002 jours
Découpage radial (r)	10	30	$5{,}0 \cdot 10^4$	oui	Jeff3.1	9	10	Uniforme	3002 jours
Découpage rz	10	30	$5{,}0 \cdot 10^4$	oui	Jeff3.1	21	10	Uniforme	3002 jours
Effet Xénon	10	90	$2{,}5 \cdot 10^5$	oui	Jeff3.1	6	5+10	Non uniforme	3002 jours
100/200 pas de temps	10	90	$2{,}5 \cdot 10^5$	oui	Jeff3.1	6	100/200	Uniforme	3002 jours
Rechargement R2/R5	10	30	$5{,}0 \cdot 10^4$	oui	Jeff3.1	12/30	10	Uniforme	1501 jours 600,4 jours
Homogénéisation de l'assemblage	10	50	$2{,}0 \cdot 10^4$	oui	Jeff3.1	2	10	Uniforme	1825 jours
Effet de vidange iso./inc.	10	30/50	$5{,}0 \cdot 10^5$ $2{,}0 \cdot 10^4$	non	Jeff3.1	/	/	/	/
Effet Doppler	20	140	$5{,}0 \cdot 10^6$	oui	Jeff3.2	/	/	/	/
Poids des Barres différentiel iso.	10	50	$5{,}0 \cdot 10^4$	oui	Jeff3.1	/	/	/	/
Poids des Barres différentiel inc.	10	50	$2{,}0 \cdot 10^4$	oui	Jeff3.1	/	/	/	/
Poids des Barres intégral	10	90	$2{,}5 \cdot 10^5$	oui	Jeff3.1	/	/	/	/

TABLE 2.23 – Récapitulatif des principaux paramètres utilisés pour les simulations présentées dans l'étude des systèmes de référence

2.4 Conséquences d'un changement de la composition du combustible

Cette partie, qui ne concerne que le modèle isogénérateur de plutonium, analyse la modification des paramètres neutroniques principaux, présentés dans les sections précédentes, en début de cycle en fonction de la composition intiale du réacteur. En effet, lors d'un calcul de scénarios, les compositions de chargement ne sont pas connues *a priori* et nous cherchons ici à mesurer l'importance de ces dernières sur les propriétés des systèmes. En effet, si ces propriétés ne sont pas dépendantes de la composition initiale, alors la modélisation de l'irradiation des RNR dans les codes de scénarios pourrait être réduite à un simple tableau d'entrées et de sorties.

2.4.1 Sélection de nouvelles compositions

Deux nouveaux vecteurs isotopiques du plutonium sont sélectionnés pour étudier l'impact de différentes compositions. Afin de s'assurer des conclusions que nous tirons de cette étude, nous considérons ici des composition extrêmes, c'est-à-dire peu réalistes dans leur ensemble mais dont la proportion de chaque isotope est considérée comme proche des bornes de son espace de variation possible. Le tableau (2.24) présente les deux vecteurs considérés. Le combustible A correspond donc à du plutonium de très bonne qualité, *i.e.* dans lequel la proportion de plutonium 239 est très importante, contenant peu de ^{238}Pu et de ^{242}Pu et sans ^{241}Am. Ce combustible est relativement proche du combustible de référence du modèle isogénérateur et pourrait s'apparenter à un combustible construit à partir de plutonium issu d'une irradiation REP-UOX de faible burnup. Inversement, le combustible B contient très peu de plutonium 239 et beaucoup de ^{238}Pu, de ^{242}Pu et d'^{241}Am. Ce combustible a un vecteur plutonium fortement détérioré, contenant très peu d'isotopes impairs.

^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
1%	74%	20%	0%	5%	0%

(a) Combustible A

^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
8%	3%	40%	17%	17%	15%

(b) Combustible B

TABLE 2.24 – Vecteurs isotopiques de deux combustible extrêmes

Les teneurs en plutonium du cœur interne et du cœur externe pour ces deux compositions sont déterminées sur une plage de variation entre 15% et 40% chacune : domaine arbitraire mais suffisamment large pour englober les teneurs envisageables qui sont souvent, dans la littérature, inférieures à 30%. Ces teneurs sont déterminées afin que le nouveau coefficient de multiplication des neutrons soit à $3{\cdot}\sigma$ près du k_{eff} de référence. Pour cela, les paramètres modifiés par rapport à la simulation de référence sont le nombre de neutrons sources par cycle, ici de $2{,}5 \cdot 10^5$ et le nombre de cycles actifs qui est dans ce cas de 90.

Les teneurs en plutonium calculées pour le vecteur isotopique A sont, respectivement pour le cœur interne et le cœur externe, de 21,75% et de 18,51%. Le rapport des teneurs

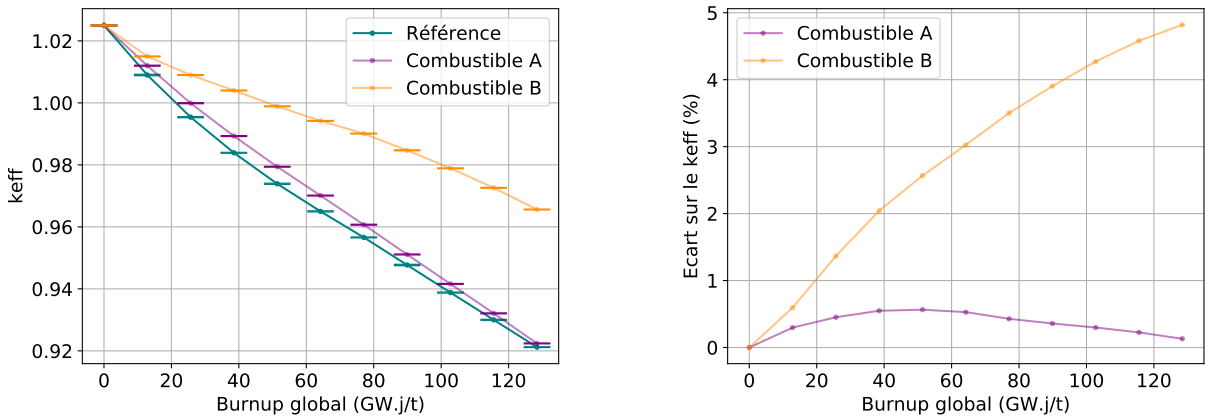
en plutonium du cas de référence, de 1,17, est donc conservé ici. La part de la puissance totale produite dans la zone 1 est de 40% et de 38,0% dans la zone 5, comme dans le cas de référence. Nous montrons dans le chapitre 3 que la distribution de puissance selon les zones est directement liée aux teneurs en plutonium des combustibles fissile interne et externe. Ainsi conserver le rapport des teneurs permet d'assurer une distribution de puissance, en début de cycle, proche de celle de la simulation de référence. Le coefficient de multiplication des neutrons associé à cette composition est de 1,02526 ± 14 pcm, soit 19 pcm d'écart avec la simulation de référence.

Pour le vecteur isotopique B, les teneurs en plutonium choisies ne peuvent pas respecter à la fois la plage de variation des teneurs considérée, *i.e.* rester inférieures à 40%, et le rapport des teneurs du cas de référence. Ainsi, la teneur du cœur interne est de 40%, celle du cœur externe de 37,95%, soit un rapport de 1,05. Le k_{eff} de cette simulation est de 1,02531 ± 15 pcm, soit 24 pcm d'écart par rapport à la référence. La puissance produite dans la zone 1 représente 35% de la puissance totale, 46% dans la zone 5. Cette configuration présente donc un fort écart avec la configuration de référence en ce qui concerne la distribution de puissance, de 10% à 20%.

Une première constatation peut être faite : la teneur en plutonium du combustible est fortement dépendante de la composition isotopique du plutonium. Une modélisation de la fabrication du combustible semble donc être indispensable pour les calculs de scénarios. Cette modélisation doit ajuster la masse de plutonium à charger en réacteur en fonction de la qualité isotopique du plutonium disponible.

2.4.2 Impact sur l'évolution de la réactivité

Une simulation en évolution est effectuée pour les combustibles A et B, avec les paramètres Monte-Carlo présentés dans la section précédente et en utilisant 10 pas de temps équi-répartis. La figure (2.23) (a) montre l'évolution des coefficients de multiplication des neutrons associée aux combustibles A, B et de référence pour l'isogénérateur de plutonium. La figure (b) trace l'évolution de l'écart par rapport à la simulation de référence, calculé avec la formule (2.14), où X_{TEST} correspond aux deux combustibles d'intérêt.



(a) Coefficient de multiplication des neutrons

(b) Écart sur le k_{eff}

FIGURE 2.23 – Évolution (a) du k_{eff} pour les trois compositions d'intérêt et (b) de l'écart entre la référence et les combustibles A et B

Ces figures mettent en évidence le comportement proche des réacteurs de type ASTRID

lorsqu'ils sont chargés soit avec la composition de référence soit avec le combustible A. La chute de réactivité est de 10287 pcm soit moins de 1% d'écart avec la configuration de référence. Pour le combustible B, la chute de réactivité est 5969 pcm, presque moitié moins importante : l'écart se creuse au cours de l'irradiation.

L'évolution du k_{eff}, valeur intégrale, est difficile à prévoir, la compétition entre les fissions des isotopes impairs du plutonium et les captures sur l'uranium 238 et les isotopes pairs du plutonium est complexe à analyser. En effet, pour le combustible A, la proportion d'isotopes fissiles est de 74% et la teneur en plutonium faible : il y a donc beaucoup de fissions du plutonium 239 et beaucoup de captures sur l'uranium 238. Inversement, le combustible B a une teneur en plutonium très élevée mais seulement 20% d'isotopes fissiles : les captures sur le ^{238}Pu et le ^{240}Pu sont importantes et les fissions plus faibles.

L'estimation de la propagation de l'incertitude statistique associée au k_{eff} au cours de l'évolution et l'analyse du pavage de l'espace des compositions de combustibles neufs possibles sont donc importantes et présentées dans la partie (2.5).

2.4.3 Impact sur le comportement du réacteur

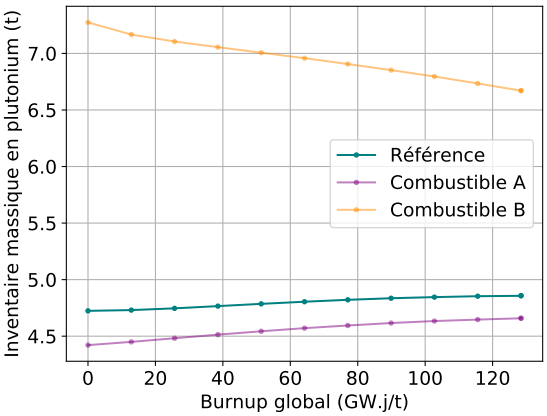
A partir des mêmes simulations en évolution, le comportement du réacteur en fonction de son chargement est étudié en se focalisant sur les inventaires en plutonium total, en plutonium 239 et sur la qualité de plutonium, notée Q, exprimée ici par l'équation (2.18). Cette équation traduit le ratio entre la quantité en ^{239}Pu et en ^{241}Pu, notée $q_{_{Pu^i}}$, et la quantité en ^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{242}Pu, notée $q_{_{Pu^p}}$. L'évolution de ces trois observables au cours de l'irradiation sont respectivement présentées sur les figures (2.24) (a), (b) et (c) pour les trois combustibles d'intérêt.

$$Q^{Pu} = \frac{q_{_{Pu^i}}}{q_{_{Pu^p}}} = \frac{q_{^{239}Pu} + q_{^{241}Pu}}{q_{^{238}Pu} + q_{^{240}Pu} + q_{^{242}Pu}} \tag{2.18}$$

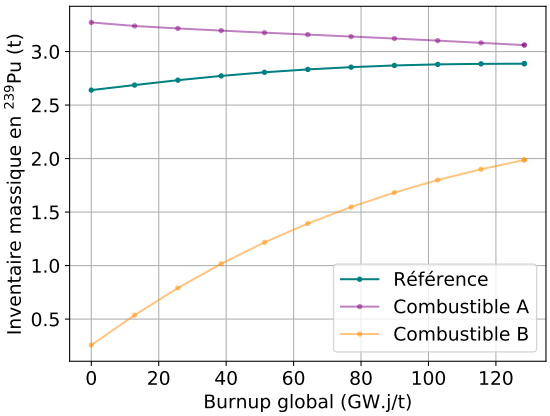
La figure (2.24) (a) met en évidence le caractère incinérateur du réacteur lorsqu'il est chargé avec le combustible B, *i.e.* avec un vecteur isotopique du plutonium détérioré impliquant un teneur initiale en plutonium élevée. L'incinération du plutonium représente une variation de 603 kg, soit 1,8% de la masse initiale de plutonium. Cependant, l'évolution contraire pour les inventaires en plutonium 239 est observée, comme le montre la figure (2.24) (b) : 1,7 tonnes sont générées. Ainsi, d'un point de vue global, il semble que lorsque la configuration isogénératrice du réacteur de type ASTRID est chargée avec un combustible neuf dont la qualité du plutonium est faible, il incinère le plutonium mais en améliore la qualité, comme l'illustre la figure (2.24) (c).

L'analyse inverse peut être faite lorsque la configuration isogénératrice du réacteur de type ASTRID est chargée avec un combustible neuf dont la qualité du plutonium est élevée, c'est-à-dire avec un combustible proche du combustible A. Dans ce cas, il génère 238 kg de plutonium, *i.e.* 5,4% de sa masse initiale, mais incinère 211 kg de plutonium 239. Dans ces conditions, la qualité du plutonium se réduit.

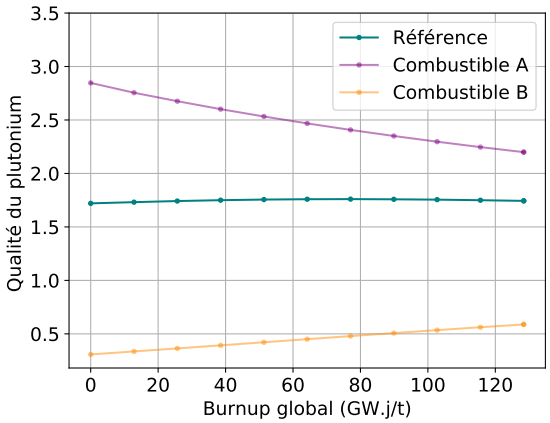
La composition du combustible neuf chargé dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium influence fortement le comportement du réacteur : il peut fonctionner en incinérateur comme en surgénérateur de plutonium. Par ailleurs, il tend à améliorer la qualité du plutonium lorsqu'il l'incinère, qualité initiale faible, et à la détériorer quand il surgénère, qualité initiale importante. Cela annonce dès lors l'effet déterminant des stratégies de recyclage des combustibles mises en œuvre pour la fabrication des combustible RNR neufs sur la gestion du plutonium dans les études de scénarios.



(a) Plutonium



(b) Plutonium 239



(c) Qualité du plutonium

FIGURE 2.24 – Évolution (a) des inventaires en plutonium et (b) en plutonium 239, (c) de la qualité du plutonium, pour les trois combustibles d'intérêt

2.4.4 Impact sur l'effet de vidange

Le calcul du coefficient de vidange en début de cycle associé au chargement des combustible A et B dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium est effectué pour les cas 1 et 2 présentés dans la section (2.3.3.1) afin de comparer l'estimation qui en est faite au cas de référence.

Pour cela, un calcul de transport des neutrons est effectué pour chacun de ces quatre cas avec les mêmes paramètres que pour le calcul de référence mais sans utiliser la source pré-convergée. Les coefficients, notés CV, sont calculés de la même manière que dans la section (2.3.3.1), en utilisant la formule (2.16) et le β_{eff} moyen des cas 1 et 2 pour chaque combustible. Les coefficients obtenus sont présentés dans le tableau (2.25).

Pour le combustible A, les coefficients calculés sont comparables avec ceux du cas de référence. L'influence du plenum en cas de vidange est retrouvée. Cependant, pour le combustible B, l'impact du plenum ne suffit plus, même en début de cycle, à assurer un coefficient négatif en cas de perte de sodium dans le plenum et entre les aiguilles combustibles. De nouveau, il semble que pour certaines compositions des combustibles, un faible effet de vidange dans un cœur neuf ne soit pas atteignable, ce qui pourrait potentiellement avoir un impact sur la sûreté.

	k_{eff}	β_{eff}	CV
Cas 1-A	1,03469 ± 19 pcm	346 pcm ± 20 pcm	2,58 ± 0,0028 $
Cas 2-A	1,01797 ± 17 pcm	341 pcm ± 19 pcm	-2,03 ± 0,0018 $
Cas 1-B	1,04007 ± 22 pcm	378 pcm ± 21 pcm	3,71 ± 0,0032 $
Cas 2-B	1,02843 ± 18 pcm	367 pcm ± 19 pcm	0,79 ± 0,0023 $

TABLE 2.25 – k_{eff}, β_{eff} et CV calculés à 0 $GW.j/t$ dans deux cas de vidange du sodium considérés, pour deux combustibles différents

2.4.5 Impact sur l'effet Doppler

Le calcul du coefficient Doppler en début de cycle en cas d'augmentation de la température du combustible de 100 °C pour les combustibles A et B chargés dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium est effectué.

Pour cela, un calcul de transport des neutrons est effectué, pour les combustibles A et B, avant et après la variation de la température des combustibles. Les paramètres de ces calculs sont les mêmes que ceux présentés dans la section (2.3.3.2). Le coefficient K_D est calculé avec la formule (2.17) présentée dans la section (2.3.3.2). Le tableau (2.26) présente les résultats obtenus.

	Combustible A	Combustible B
k^i_{eff}	1,01987 ± 2 pcm	1,00990 ± 2 pcm
k^f_{eff}	1,01917 ± 2 pcm	1,00951 ± 3 pcm
$\rho_f - \rho_i$	-67,35 pcm ± 0,08 pcm	-38,25 pcm ± 0,05 pcm
K_D^{fis}	-859,46 pcm ± 0,96 pcm	-488,20 pcm ± 0,61 pcm
K_D^{fer}	-455,00 pcm ± 0,51 pcm	-258,45 pcm ± 0,32 pcm

TABLE 2.26 – Coefficients Doppler calculés à 0 $GW.j/t$ et à 103 $GW.j/t$ pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

Les coefficients Doppler calculés ici sont tous négatifs suite à une élévation de la température du combustible. Les coefficients calculés avec le combustible A sont comparables à ceux évalués dans la configuration de référence, par contre il y a un facteur deux environ avec les coefficients estimés pour le combustible B, induisant une contre-réaction plus faible.

2.5 Génération de bases de données

La partie (2.4) a montré l'importance de la composition initiale sur les propriétés des systèmes RNR de type ASTRID. Une étude paramétrique de certaines propriétés est réalisée ici en fonction de la composition du combustible dans le but d'une part d'approfondir la compréhension de la physique particulière des RNR-CFV et d'autre part de poser les grands principes de la modélisation choisie et développée dans le code CLASS, modélisation présentée dans

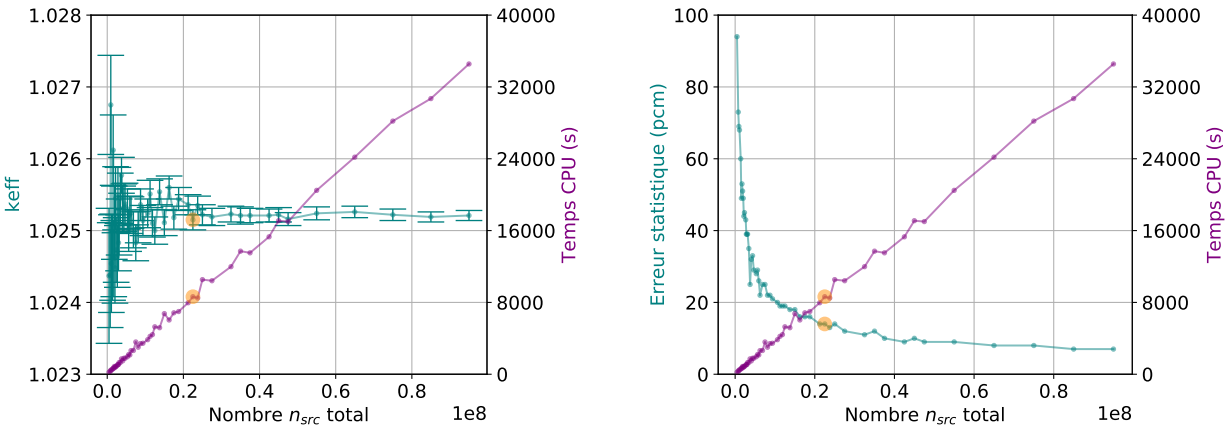
le chapitre 3. Pour ce faire, nous allons réaliser un grand nombre de simulations d'évolution dont la composition en début de cycle serait vue comme un paramètre.

2.5.1 Calibration des paramètres de simulation

Une étude paramétrique appliquée à la composition du combustible implique la réalisation d'un grand nombre de calculs. Par conséquent, en amont de cette étude, une calibration des paramètres de simulation est nécessaire afin d'assurer un temps de calcul raisonnable pour les simulations en évolution, dans notre cas inférieur à 24 heures avec une parallélisation sur 28 cœurs (temps de simulation maximal sur le centre de calcul utilisé). Les simulations en évolution comportant 10 pas de temps, le temps de calcul visé pour une simulation Monte-Carlo statique, elle aussi parallélisée sur 28 cœurs, est de l'ordre de 2 heures et 20 minutes (environ 8600 secondes).

Les paramètres considérés ici sont le nombre de neutrons sources générés par cycle et le nombre de cycles actifs, sachant que le nombre de cycles inactifs reste fixé à 10 et que la source pré-convergée est utilisée pour assurer une distribution convergée des neutrons au premier cycle. Le nombre de cycles actifs peut prendre les valeurs suivantes : 30, 50, 70, 90, 110, 130, 150, 170 ou 190. Le nombre de neutrons sources simulés est de 15 625, 31 250, 62 500, 125 000, 250 000 ou 500 000. Le nombre total de neutrons sources simulés au cours des cycles actifs varie donc entre 468 750 et 95 000 000. L'objectif est de trouver un compromis entre le temps de calcul et la précision sur le coefficient de multiplication des neutrons [77].

Les figures (2.25) (a) et (b) représentent respectivement le coefficient de multiplication des neutrons et l'incertitude statistique associée ainsi que le temps de calcul Monte-Carlo en fonction du nombre total de neutrons sources simulés lors des cycles actifs.



(a) k_{eff}, temps CPU, n_{src}

(b) $\sigma_{k_{eff}}$, temps CPU, n_{src}

FIGURE 2.25 – Variation (a) du k_{eff} ou (b) de l'incertitude statistique associée et du temps de calcul sur 28 cœurs en fonction du nombre de neutrons sources simulés dans les cycles actifs des simulations Monte-Carlo

Les points oranges sur ces graphiques correspondent aux paramètres sélectionnés pour la suite, *i.e.* $2{,}5 \cdot 10^5$ neutrons sources par cycle et 90 cycles actifs, soit $2{,}25 \cdot 10^7$ neutrons sur l'ensemble des cycles actifs. Dans ces conditions, le k_{eff} vaut 1,02515 $\pm$ 14 pcm et le calcul dure 2 heures et 24 minutes soit 8635 secondes. Avec ces paramètres, les calculs d'évolution durent moins d'une journée tout en assurant une précision sur le k_{eff} maximale.

Pour le réacteur incinérateur de plutonium, les paramètres de la simulation de référence sont conservés pour la génération de la base de données, *i.e.* 20 000 neutrons sources par cycle, 10 cycles inactifs, 50 cycles actifs et une source pré-convergée pour initialiser la position des neutrons du premier cycle inactif. Ces paramètres permettent de rester sous la journée de calcul pour les calculs d'évolution, et l'incertitude statistique de 66 pcm est considérée suffisante pour cette modélisation n'ayant que deux zones combustibles fissiles.

2.5.2 Analyse des incertitudes statistiques

Une fois les paramètres des simulations Monte-Carlo déterminés, nous cherchons à estimer les incertitudes des calculs d'évolution induites par la propagation des incertitudes statistiques de la résolution de l'équation du transport. Pour ce faire, 50 évolutions identiques pour chacune des deux configurations du réacteur de type ASTRID ont été simulées en changeant uniquement la graine du tirage des nombres aléatoires. Notons, que pour un calcul d'évolution complet, la graine aléatoire est conservée pour l'ensemble des pas de calcul. Les paramètres des simulations statiques sont ceux présentés dans la section (2.5.1). La dispersion des valeurs au cours de l'évolution a ainsi été déterminée par un calcul de variance à partir de l'équation (2.19) où σ_{obs} représente l'écart-type d'une sortie du calcul, V sa variance, $E(obs^2)$ la moyenne des carrés des valeurs observées et finalement $E^2(obs)$ le carré de la moyenne des valeurs observées.

$$\sigma_{obs}^2 = V(obs) = E(obs^2) - E^2(obs) \tag{2.19}$$

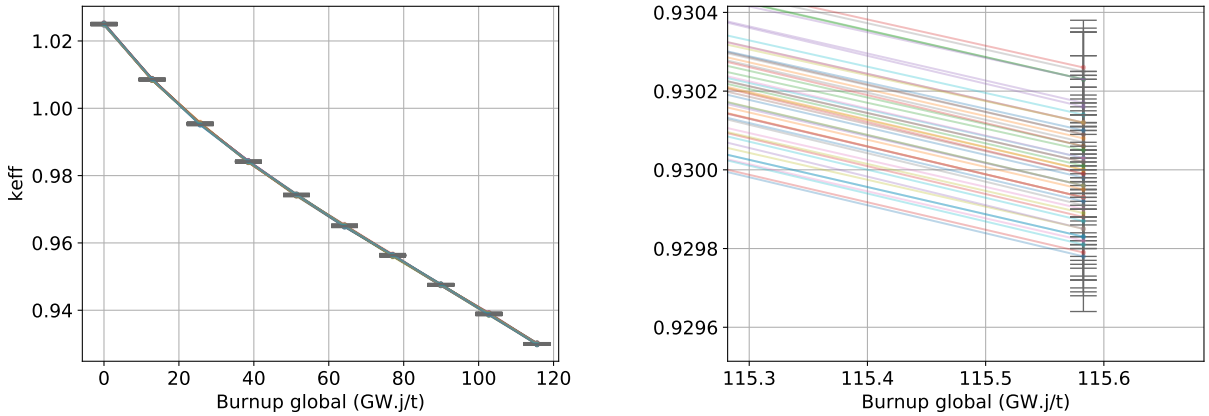
Les écart-types calculés ici servent de référence pour la précision des modèles présentés dans le chapitre 3 et utilisés dans les calculs de scénarios. Les autres sources d'incertitudes, comme celle des données nucléaires par exemple, ne sont pas considérées ici. Les performances des modèles construits dans le chapitre 3 seront donc comparées à ces incertitudes statistiques propagées. Nous nous focalisons donc sur le coefficient de multiplication des neutrons en début et en fin d'irradiation, les inventaires en fin d'irradiation, les valeurs de flux par zones ainsi que la part de la puissance portée par chacune des zones.

Concept isogénérateur

La figure (2.26) (a) montre l'évolution du k_{eff} en fonction de l'irradiation pour les 50 calculs d'évolution effectués pour la configuration isogénératrice de plutonium. La figure (b) est un agrandissement en fin de cycle de la figure (a). Les incertitudes statistiques représentées sont les incertitudes à $1{\cdot}\sigma$ calculées par le code MCNP6. L'écart-type en début d'irradiation est de 17 pcm et vaut en fin d'irradiation 13 pcm. L'incertitude en début de cycle est l'erreur maximale atteinte pendant les calculs d'évolution. L'évolution n'influence donc pas l'incertitude associée à l'estimation du k_{eff} qui reste du même ordre de grandeur selon l'irradiation, compatible avec la valeur de l'incertitude estimée par MCNP.

La même quantification est faite pour les autres observables d'intérêt, en divisant l'écart-type calculé (en $cm^{-2} \cdot s^{-1}$, en MW, en *atome* ou en *barn*) par la valeur moyenne de la grandeur au même pas de temps. Les valeurs de ces incertitudes statistiques sont répertoriées dans les tableaux (2.27) et (2.28) pour les flux et les puissances par zones ainsi que pour les inventaires des isotopes présents en début de cycle.

Les incertitudes statistiques obtenues pour le flux et la puissance par zone sont inférieures à 0,4% quelle que soit la zone et donc quel que soit le nombre d'histoires de neutrons simulées dans chaque zone. De plus, tout comme dans le cas du coefficient de multiplication des neutrons, l'incertitude n'augmente pas significativement au cours de l'irradiation.



(a) Au cours de l'irradiation (b) En fin d'irradiation

FIGURE 2.26 – Évolution du k_{eff} au cours de l'irradiation pour les 50 évolutions ne différant que par la graine aléatoire utilisée pour les calculs Monte-Carlo

Pour les inventaires, l'incertitude statistique maximale est obtenue en fin d'irradiation, il y a donc propagation de l'incertitude statistique au cours de l'évolution. Cependant, elles restent très faibles. Par ailleurs, le tableau (2.28) met en évidence que les isotopes les plus présents ont une erreur relative plus faible et inversement. Ainsi, l'uranium 238, très présent dans toutes les zones, a une incertitude statistique inférieure à 0,01%, inversement, dans la couverture fertile externe, l'incertitude statistique associée au plutonium 238 et 242 est supérieure à 0,1%. L'incertitude sur l'inventaire de plutonium par zone, en fin de cycle, est de : 0,086‰dans la zone 1, 0,18‰dans la zone 2, 0,094‰dans la zone 3, 0,43‰dans la zone 4, 0,071‰dans la zone 5 et 0,56‰dans la zone 6, soit au total, une incertitude, à l'échelle du cœur, de 0,071‰.

	Zone 1	Zone 2	Zone 3	Zone 4	Zone 5	Zone 6
Flux (σ_{DC})	0,15	0,11	0,19	0,21	0,19	0,26
Flux (σ_{MAX})	0,16	0,13	0,19	0,21	0,23	0,30
Flux (σ_{FC})	0,14	0,12	0,15	0,19	0,22	0,27
Puissance (σ_{DC})	0,15	0,15	0,19	0,25	0,19	0,31
Puissance (σ_{MAX})	0,17	0,15	0,19	0,26	0,23	0,32
Puissance (σ_{FC})	0,14	0,13	0,15	0,20	0,22	0,30

TABLE 2.27 – Incertitudes statistiques à $1{\cdot}\sigma$ pour les flux neutroniques et les puissances dégagées par zone exprimées en (%) pour l'isogénérateur ; les valeurs en début de cycle, puis l'incertitude maximale observée au cours de l'évolution, puis les valeurs en fin de cycle

Nous nous assurons que les incertitudes statistiques sur les sections efficaces moyennes des réactions de fission, de capture et de (n,2n) associées aux isotopes précédemment étudiés, sont aussi limitées. Les incertitudes statistiques sur les sections efficaces de fission sont dominées par celles de l'uranium 238 quel que soit le matériau d'intérêt. L'incertitude dans les zones fissiles reste inférieure à 0,09%, dans les zones fertiles en-dessous de 0,3%. Pour la réaction

	^{235}U	^{238}U	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
Zone 1	$5{,}8 \cdot 10^{-2}$	$8{,}6 \cdot 10^{-3}$	$2{,}8 \cdot 10^{-2}$	$1{,}1 \cdot 10^{-2}$	$6{,}5 \cdot 10^{-3}$	$1{,}3 \cdot 10^{-2}$	$1{,}1 \cdot 10^{-2}$	$3{,}7 \cdot 10^{-2}$
Zone 2	$8{,}0 \cdot 10^{-2}$	$9{,}7 \cdot 10^{-3}$	$1{,}6 \cdot 10^{-1}$	$1{,}1 \cdot 10^{-2}$	$5{,}6 \cdot 10^{-2}$	$8{,}6 \cdot 10^{-2}$	$1{,}3 \cdot 10^{-1}$	$9{,}8 \cdot 10^{-2}$
Zone 3	$6{,}4 \cdot 10^{-2}$	$9{,}5 \cdot 10^{-3}$	$2{,}9 \cdot 10^{-2}$	$1{,}3 \cdot 10^{-2}$	$7{,}3 \cdot 10^{-3}$	$1{,}4 \cdot 10^{-2}$	$1{,}1 \cdot 10^{-2}$	$4{,}2 \cdot 10^{-2}$
Zone 4	$4{,}8 \cdot 10^{-2}$	$5{,}5 \cdot 10^{-3}$	$3{,}0 \cdot 10^{-1}$	$3{,}8 \cdot 10^{-2}$	$9{,}6 \cdot 10^{-2}$	$2{,}1 \cdot 10^{-1}$	$3{,}3 \cdot 10^{-1}$	$3{,}1 \cdot 10^{-1}$
Zone 5	$5{,}8 \cdot 10^{-2}$	$8{,}3 \cdot 10^{-3}$	$2{,}4 \cdot 10^{-2}$	$9{,}6 \cdot 10^{-3}$	$5{,}0 \cdot 10^{-3}$	$1{,}4 \cdot 10^{-2}$	$1{,}2 \cdot 10^{-2}$	$3{,}9 \cdot 10^{-2}$
Zone 6	$4{,}3 \cdot 10^{-2}$	$4{,}4 \cdot 10^{-3}$	$4{,}8 \cdot 10^{-1}$	$5{,}3 \cdot 10^{-2}$	$1{,}2 \cdot 10^{-1}$	$5{,}0 \cdot 10^{-1}$	$7{,}0 \cdot 10^{-1}$	$6{,}6 \cdot 10^{-1}$

TABLE 2.28 – Incertitudes statistiques à $1{\cdot}\sigma$ pour les inventaires des principaux isotopes de l'uranium, du plutonium et de l'^{241}Am, en fin de cycle par zone, exprimées en (%) pour l'isogénérateur

de capture, l'incertitude est inférieure à 0,7% dans toutes les zones sauf la zone 6, où elle vaut 2,1%. Enfin, dans le cas de la réaction (n,2n), l'incertitude est dominée par l'incertitude associée au plutonium 238, mais elle reste inférieure à 1% dans toutes les zones en dehors de la zone 6 où elle est de 1,8%.

Ainsi, pour tous les couples principaux d'isotope et de réaction, en dehors de la couverture fertile externe, les incertitudes statistiques sur les sections efficaces restent inférieures à 1%. Dans la zone 6, pour les réactions de capture et (n,2n), l'incertitude maximale est de 2,08%. Les valeurs ne sont pas représentées ici par souci de lisibilité de ce manuscrit.

Concept incinérateur

De la même façon, les incertitudes statistiques pour la configuration incinératrice de plutonium sont estimées ; les 50 calculs réalisés utilisent les paramètres de la simulation de référence associée à cette modélisation du réacteur de type ASTRID.

Pour le k_{eff}, l'écart-type, en début d'irradiation, est de 66 pcm et vaut en fin d'irradiation 65 pcm. L'erreur maximale atteinte au cours de l'évolution est de 81 pcm.

Le tableau (2.29) récapitule les incertitudes statistiques respectivement, pour les flux et les puissances par zones. L'incertitude statistique maximale est atteinte en début de cycle. Ces incertitudes sont, naturellement, plus importantes que pour le concept isogénérateur étant donné le nombre de neutrons sources simulés plus faible.

Les incertitudes statistiques sur les sections efficaces moyennes des réactions de fission, de capture et de (n,2n) pour l'^{235}U, l'^{238}U, le ^{238}Pu, le ^{239}Pu, le ^{240}Pu, le ^{241}Pu, le ^{242}Pu, ont été évaluées. En fin de cycle, pour la réaction de fission et de capture, les incertitudes sont inférieures à 0,5%. Pour la réaction (n,2n), elles sont inférieures à 2%. Les valeurs ne sont pas représentées ici par souci de lisibilité de ce manuscrit.

Le tableau (2.30) récapitule les incertitudes statistiques pour les inventaires des isotopes principaux. Les incertitudes sur les inventaires en plutonium sont 10 à 100 fois plus im-

portantes que pour l'isogénérateur, répercussion du nombre plus faible de neutrons sources simulés. Nous nous attendons donc à ce que les prédicteurs de grandeurs physiques construits à partir des bases de données dédiées à la configuration incinératrice soient moins précis que pour la configuration isogénératrice.

	Zone 1	Zone 2
Flux (σ_{DC})	0,57	0,67
Flux (σ_{MAX})	0,57	0,67
Flux (σ_{FC})	0,38	0,47

(a) Pour le flux

	Zone 1	Zone 2
Puissance (σ_{DC})	0,57	0,69
Puissance (σ_{MAX})	0,57	0,69
Puissance (σ_{FC})	0,39	0,48

(b) Pour la puissance

TABLE 2.29 – Incertitudes statistiques à $1{\cdot}\sigma$ pour les flux neutroniques et les puissances dégagées par zone exprimées en (%) pour l'incinérateur ; les valeurs en début de cycle, puis l'incertitude maximale observée au cours de l'évolution, puis les valeurs en fin de cycle

	^{235}U	^{238}U	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
Zone 1	0,11	$1{,}6{\cdot}10^{-2}$	8,7	5,9	3,3	2,4	6,2	15,7
Zone 2	0,12	$1{,}6{\cdot}10^{-2}$	7,3	6,7	2,9	2,0	5,4	12,8

TABLE 2.30 – Incertitudes statistiques à $1{\cdot}\sigma$ pour les inventaires des principaux isotopes de l'uranium, du plutonium et de l'^{241}Am, en fin de cycle par zone, exprimées en (%) pour l'incinérateur

2.5.3 Définition des bornes de la base et tirage des compositions

Pour pouvoir étudier la modification du comportement du réacteur de type ASTRID en fonction de l'évolution de la composition des combustibles chargés, *a minima* une base de données doit être générée pour chaque configuration étudiée. Ces bases de données contiennent l'évolution temporelle des grandeurs physiques d'intérêt extraites d'un grand nombre de calculs d'évolution réalisés avec le code VESTA2.2. Chacun de ces calculs ne diffèrent que par la composition initiale des combustibles fissiles chargés en réacteur. Cependant, les différentes parties de ce chapitre ont démontré la forte disparité de comportement des zones combustibles des réacteurs de type ASTRID du fait de sa forte hétérogénéité. Cette variabilité qui est induite par l'effet de la composition initiale du combustible d'une zone z couplé à celui des interactions au cours de l'irradiation avec les zones environnantes, tend à nous dissuader d'utiliser une évolution moyenne de chaque observable d'intérêt à l'échelle du réacteur. C'est pourquoi l'évolution temporelle des grandeurs physiques est conservée pour chaque zone combustible, *i.e.* pour les six zones de la configuration isogénératrice et les deux zones de la configuration incinératrice.

Dans cette étude, les bases de données servent *in fine* de point de départ pour la modélisation des RNR de type ASTRID dans le code de simulation dynamique du cycle CLASS. Leur utilisation est double. D'une part, elles permettent d'analyser le comportement physique des réacteurs en fonction des combustibles neufs, et donc d'en déduire des choix pour

le développement des modèles physiques implémentés dans le code. D'autre part, en fonction des décisions de modélisation, elles sont utilisées comme données d'entrée pour la fabrication des estimateurs de grandeurs physiques de type réseau de neurones, outil actuellement utilisé dans le code CLASS, et déterminent donc le domaine de validité final de l'utilisation de ces réacteurs en scénario.

Par conséquent, ces bases de données, pour être représentatives, doivent couvrir le domaine d'utilisation des RNR de type ASTRID souhaité pour les études finales de scénarios, études qui seront présentées dans les chapitres 4 et 5. Or l'ensemble des compositions des combustibles neufs qui peuvent être chargés dans les réacteurs dépend fortement des choix de recyclage, de l'histoire des matières usées et du processus de fabrication.

Ainsi, pour la configuration isogénératrice de plutonium, l'objectif est d'analyser l'impact de son intégration dans des parcs REP en variant les stratégies de recyclage du plutonium. La base de données associée à l'isogénérateur doit ainsi pouvoir recycler à la fois des combustibles REP-UOX, REP-MOX et RNR-MOX usés, combustibles pouvant d'une part être entreposés plusieurs dizaines d'années avant d'être retraités, et d'autre part pouvant attendre quelques années après les étapes de retraitement avant d'être chargés dans les RNR. Pour la configuration incinératrice, la transmutation des actinides mineurs n'est pas envisagée ici ; cependant, une possibilité de non séparation de l'américium dans le processus de retraitement est envisagée. Le cadre de l'intégration dans un parc électronucléaire de l'incinérateur de plutonium concerne ici la stabilisation ou la réduction des inventaires de plutonium en cycle afin de temporiser une potentielle transition vers un parc de RNR ou d'accompagner une décision de sortie du nucléaire.

Un domaine de variations plausible pour chacune des variables intervenant dans la fabrication des combustibles des deux configurations de RNR est donc identifié. La définition des bornes de cet espace multidimensionnel est un compromis : trop large il entraîne une perte d'informations locales et donc de précision sur le comportement du réacteur, trop restreint il empêche l'adaptabilité du réacteur à des combustibles "exotiques", *i.e.* à l'insertion du réacteur dans des scénarios audacieux. Le nombre de scénarios envisageables diminue en excluant les combustibles aux compositions trop extrêmes.

Les variables considérées lors de la génération de la base de données, pour la configuration isogénératrice, sont les teneurs en plutonium des cœurs interne et externe, teneurs intégrant ici l'américium 241, et les isotopes suivants : ^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu, ^{241}Am. Pour l'incinérateur, les mêmes variables sont utilisées en rajoutant l'américium 242 méta-stable et l'américium 243. Dans les deux cas, le vecteur isotopique de l'uranium est fixé, représentatif de l'uranium appauvri, avec 0.2% d'uranium 235. Les bases de données ont donc respectivement 7 et 9 paramètres d'entrée présentés dans les tableaux (2.31) (a) et (b).

Les valeurs des teneurs en plutonium sont larges et englobent les teneurs usuellement présentées dans la littérature, qui varient entre 20% et 30% [27][18]. Les bornes isotopiques ont été définies à partir de plusieurs compositions de combustibles usés typiques :

. un combustible UOX irradié en REP jusqu'à 33 $GW.j/t$ et refroidi pendant environ 3 ans [29][78]

. un combustible UOX irradié en REP jusqu'à 47,5 $GW.j/t$ et refroidi pendant environ 5 ans [78]

. un combustible MOX irradié en REP jusqu'à 43,5 $GW.j/t$ et refroidi pendant environ 4 ans [78][31]

Pour chacune de ces compositions, le temps d'entreposage avant et après retraitement est

modifié entre zéro et plusieurs dizaines d'années. Ces variations temporelles affectent principalement les proportions isotopiques du plutonium 241 et de l'américium 241. Ainsi, les vecteurs isotopiques sont modifiés pour des temps d'attente très longs avant retraitement, entraînant la disparition totale du plutonium 241 et donc après retraitement de l'américium 241, et des temps d'attente allant jusqu'à 10 ans après retraitement pour la fabrication du combustible, favorisant, inversement, l'apparition d'américium 241 par décroissance du plutonium 241.

	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am	$^{242}Am^m$	^{243}Am	T_{Pu}^{int}	T_{Pu}^{ext}
Min	1	3	20	0	5	0	0	0	15	15
Max	8	74	40	17	17	15	0	0	40	40

(a) Isogénérateur de plutonium

	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am	$^{242}Am^m$	^{243}Am	T_{Pu}^{int}	T_{Pu}^{ext}
Min	0	3	18	0	3	0	0	0	15	15
Max	7	79	32	17	15	20	1	5	40	40

(b) Incinérateur de plutonium [50]

TABLE 2.31 – Définition des bornes en (%) des bases de données générées

Les compositions initiales des combustibles sont ensuite déterminées en effectuant un tirage par la méthode du *Latin Hypercube Sampling*, ou échantillonnage par hypercube latin (LHS) [53], méthode présentée dans le chapitre 1. Le plutonium 239 sert de tampon afin que la somme des proportions isotopiques fasse 100. De fait, ses proportions varient donc entre 3% et 74% ou 79% suivant la configuration du réacteur considérée. Un combustible neuf ayant une proportion de plutonium 239 de 3% n'est pas réaliste et ne sera pas chargé en réacteur dans le code CLASS car le réacteur dans ces conditions ne serait pas critique. Cependant, ces bornes, larges et non restreintes, permettent d'assurer le pavage de l'espace des possibles de chacun des autres isotopes.

In fine, une base de données est générée pour le réacteur incinérateur de plutonium, et une pour le réacteur isogénérateur de plutonium. Les bases de données sont constituées de l'extraction de l'évolution de grandeurs physiques associées à 1000 jeux de compositions initiales. Les évolutions stockées pour l'incinérateur et l'isogénérateur sont réalisées avec la statistique Monte-Carlo présentée dans les sections précédentes.

2.5.4 Analyse des bases d'évolution

Les bases de données contiennent l'évolution temporelle de plusieurs grandeurs physiques : d'une part le coefficient de multiplication effectif des neutrons, et d'autre part, pour chaque zone combustible du réacteur considéré, le flux moyen, la puissance moyenne, les sections efficaces de fission, de capture et (n,2n) ainsi que les inventaires. Certaines observables sont analysées dans les sous-sections suivantes.

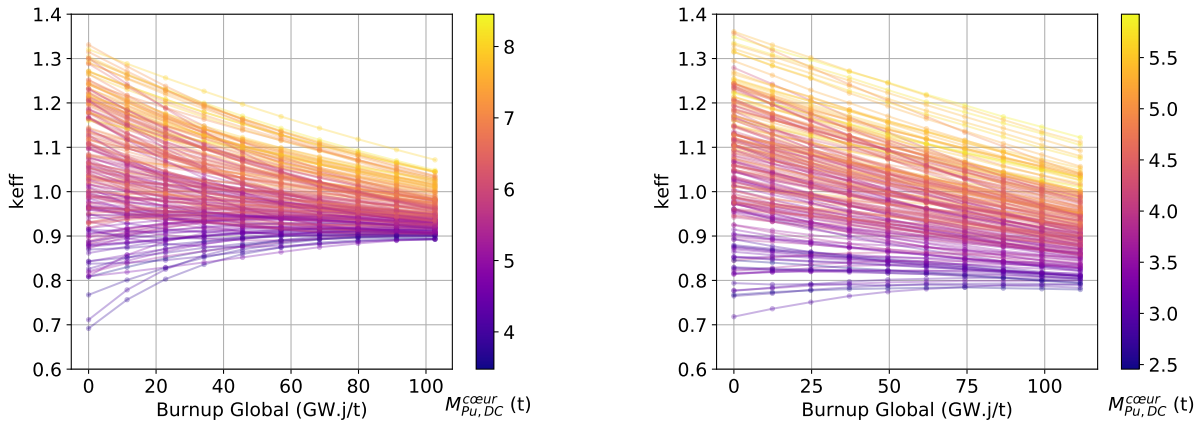
2.5.4.1 Évolution de la réactivité

La figure (2.27) (a) montre l'évolution du k_{eff} du réacteur isogénérateur de plutonium au cours de l'irradiation. La coloration des courbes représente la masse de plutonium chargée dans

le réacteur en début de cycle. Pour plus de clarté, 200 courbes, pavant l'espace de variation des compositions possibles, sont extraites aléatoirement parmi les 1000 évolutions.

Dans un premier temps, ce graphique met en évidence que la simulation de référence, environ 5 tonnes de plutonium chargé en début de cycle et un k_{eff} de 1,02, se situe au milieu du faisceau de courbes. L'étalement des valeurs de k_{eff} en début de cycle est, par ailleurs, très important. Un grand nombre de simulations sont issues de compositions de combustibles non réalistes, par exemple fortement sous critiques, mais cette dispersion assure un domaine de validité de la base de données très large. Le faisceau de courbes tend à converger en fin d'irradiation vers une asymptote proche de la criticité. Dans un second temps, ce faisceau de courbes montre à la fois des augmentations et des diminutions de la réactivité au cours de l'irradiation, liées dans une certaine mesure à la réactivité initiale. Cependant, la masse de plutonium chargée dans le cœur en début de cycle ne suffit pas à prédire le k_{eff} en début de cycle et donc la variation de réactivité au cours de l'irradiation. En effet, une même valeur de k_{eff} peut correspondre à plusieurs masses de plutonium.

La figure (2.28) (a) illustre la perte de réactivité en fonction de la masse de plutonium 239 et de plutonium 241 en début de cycle pour les 1000 évolutions. La coloration représente ici le k_{eff} en début de cycle. Ce graphique met en évidence, dans un premier temps, que presque toutes les variations de réactivité, sous l'hypothèse d'un rechargement par cinquième, sont contenues dans l'efficacité des barres de commande de 3700 pcm déterminée dans la sous-section (2.3.3.3). Dans un second temps, cette figure montre une corrélation entre la masse de plutonium fissile chargée dans le cœur en début de cycle, le coefficient de multiplication effectif des neutrons en début de cycle et la perte ou non de réactivité au cours du cycle. Cependant, ce critère sur les masses initiales n'est pas suffisant pour prédire la réactivité de départ ni son évolution en fonction du burnup du réacteur.



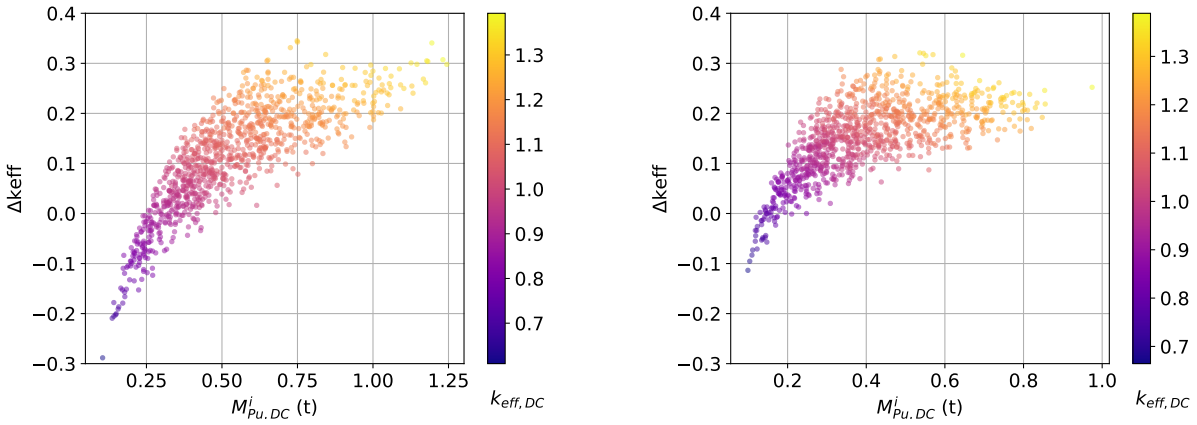
(a) Isogénérateur de plutonium

(b) Incinérateur de plutonium

FIGURE 2.27 – Évolution du coefficient de multiplication effectif des neutrons pour (a) la configuration isogénératrice et (b) la configuration incinératrice de plutonium, en fonction du burnup du réacteur et de la masse initiale de plutonium chargée en cœur

Les mêmes conclusions sont faites pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, à partir des figures (2.27) (b) et (2.28) (b).

Dès lors, il apparaît nécessaire, pour implémenter un nouveau modèle de fabrication du combustible RNR neuf dédié au réacteur de type ASTRID dans le code CLASS, d'utiliser des méthodes de régression non linéaires afin d'estimer le k_{eff}. La variation de réactivité au cours de l'irradiation étant limitée quelle que soit la composition initiale des combustibles, *i.e.*



(a) Isogénérateur de plutonium

(b) Incinérateur de plutonium

FIGURE 2.28 – Variation de réactivité pendant l'évolution pour (a) la configuration isogénératrice et (b) la configuration incinératrice de plutonium, en fonction de la masse de ^{239}Pu et de ^{241}Pu chargée en cœur, en début d'irradiation, et la valeur du coefficient multiplicateur de neutrons en début de cycle

toujours contenue dans l'efficacité des barres de commande, la prédiction du k_{eff} en début de cycle est suffisante au regard de l'opérabilité du réacteur. La détermination du k_{eff} en fin de cycle n'est elle, pas nécessaire.

2.5.4.2 Évolution des taux de réaction

Les figures présentées dans cette sous-section, pour plus de lisibilité, ne montrent les résultats que de 200 évolutions parmi les 1000 effectuées.

Sections efficaces

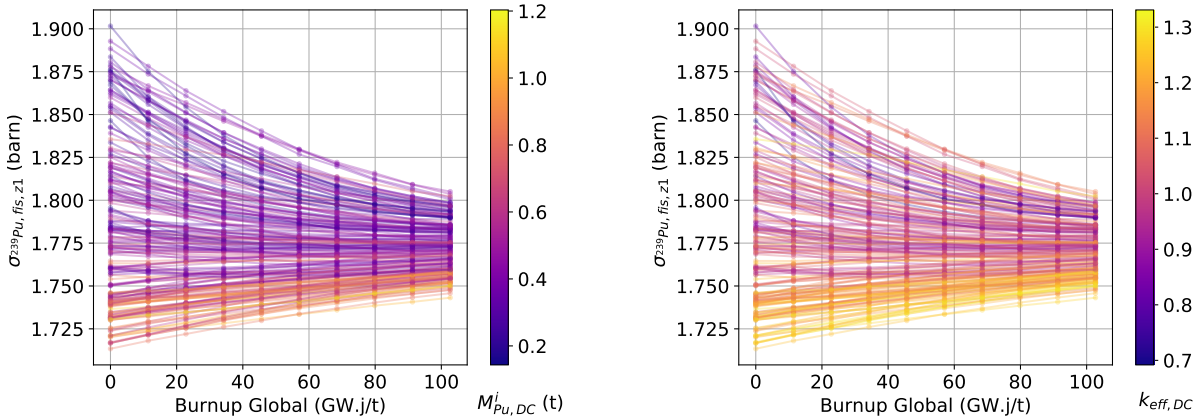
L'analyse de l'évolution des principales sections efficaces montre la variation de leur valeur avec le burnup ainsi qu'avec la composition initiale. Les figures (2.29) (a) et (b) montrent, toutes les deux, l'évolution de la section efficace de fission du plutonium 239 avec l'irradiation, dans la configuration isogénératrice. La coloration cependant change, en (a), elle représente la masse de ^{239}Pu et ^{241}Pu dans le réacteur en début de cycle et en (b), le coefficient de multiplication des neutrons associés. Ainsi, la prise en compte de l'étalement des sections efficaces et de leur variation est nécessaire pour bien représenter l'irradiation d'un combustible dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium.

Dans les autres zones du réacteur isogénérateur, les mêmes relations sont observées, rajoutant une dimension spatiale au besoin de prédiction des sections efficaces. En effet, les valeurs de section efficace varient en fonction du spectre en énergie de la zone considérée. Or, le spectre fluctue en fonction de la composition du combustible et de la position dans le cœur.

Des conclusions similaires sont faites pour la configuration incinératrice du réacteur de type ASTRID.

Cela met en évidence le besoin d'un modèle d'irradiation du combustible, *i.e.* qui prédit *a minima* les sections efficaces moyennes dans chaque zone dans le code CLASS. L'intérêt de l'utilisation de méthodes de régression non linéaires pour la prédiction des sections efficaces en fonction de l'irradiation en réacteur est renouvelé car aucune corrélation claire et suffisante ne

se dégage, et le modèle de fabrication des combustibles neufs seul ne permet pas de déterminer les valeurs de sections efficaces en réacteur.



(a) Coloration : masse de ^{239}Pu et ^{241}Pu, DC

(b) Coloration : k_{eff}, DC

FIGURE 2.29 – Évolution de la section efficace de fission du plutonium 239 dans la zone fissile interne supérieure (*Zone 1*) en fonction du burnup global du réacteur

Flux neutronique et puissances

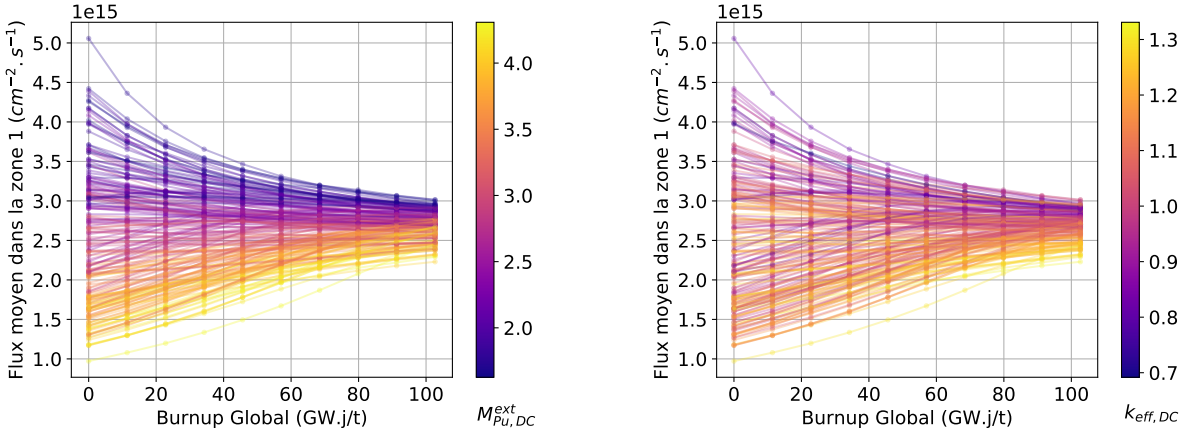
De même, dans chaque zone combustible du réacteur de type ASTRID, la distribution initiale du flux varie fortement en fonction des paramètres associés aux compositions initiales des combustibles. De plus, au cours de l'irradiation, cette distribution évolue fortement.

Les figures (2.30) (a) et (b) illustrent l'évolution du flux neutronique en fonction du burnup du réacteur, pour la zone 1 de la configuration isogénératrice. La coloration des graphiques (a) et (b) représente respectivement la masse de plutonium dans le cœur externe en début de cycle et le coefficient de multiplication des neutrons en début de cycle. Ces deux figures montrent une corrélation entre la répartition du flux moyen dans la zone et son évolution, avec $M^{ext}_{Pu,DC}$ en (a) et $k_{eff,DC}$ en (b). Cependant, ces critères ne suffisent pas à décrire complètement le flux dans la zone.

Les mêmes profils de courbes sont obtenus en s'intéressant à l'évolution de la puissance par zone en fonction du burnup du réacteur. La figure (2.31) (a) montre par exemple l'évolution de la fraction de la puissance du réacteur produite dans la zone 1 au cours de l'irradiation. Sur ce graphique, la coloration représente le rapport entre les teneurs en plutonium, en début de cycle, du cœur interne et du cœur externe. Une corrélation entre ce ratio et la puissance en début de cycle de la zone 1 est visible. La figure (b) présente la relation entre les puissances relatives des zones 1 et 3 en fonction de la puissance relative de la zone 5 en début d'irradiation. Nous observons que chacune des puissances est liée par une fonction affine aux deux autres, ainsi choisir une puissance permet d'identifier les deux autres.

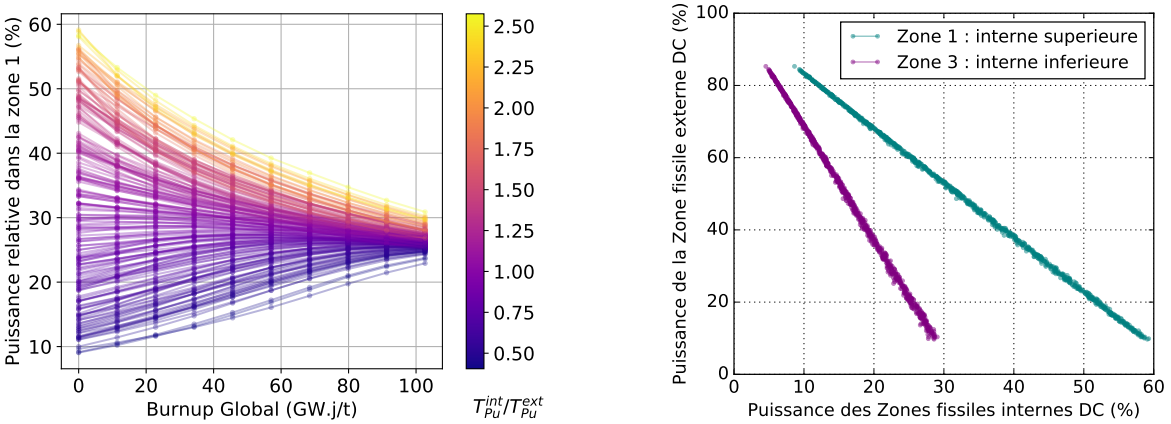
Une analyse de la configuration incinératrice du réacteur de type ASTRID conduit aux mêmes conclusions.

Ainsi, l'impossibilité de définir des relations simples entre la composition du combustible et les différentes observables étudiées montre la nécessité de prédictions temporelles des sections efficaces et du flux, ou de la puissance, pour chaque zone du réacteur. Ces prédictions permettront de calculer les taux de réaction dans le code CLASS.



(a) Coloration : M^{ext}_{Pu}, DC (b) Coloration : k_{eff}, DC

FIGURE 2.30 – Évolution du flux neutronique dans la zone fissile interne supérieure (*Zone 1*) en fonction du burnup global du réacteur



(a) Coloration : rapport des T_{Pu}, DC (b)

FIGURE 2.31 – (a) Évolution de la puissance produite dans la zone fissile interne supérieure (*Zone 1*) en fonction du burnup global du réacteur et du rapport des teneurs en plutonium en début de cycle. (b) Relation entre les puissances fissiles du cœur interne et la puissance de la zone fissile externe en début de cycle

2.5.4.3 Évolution des inventaires en plutonium et en actinides mineurs

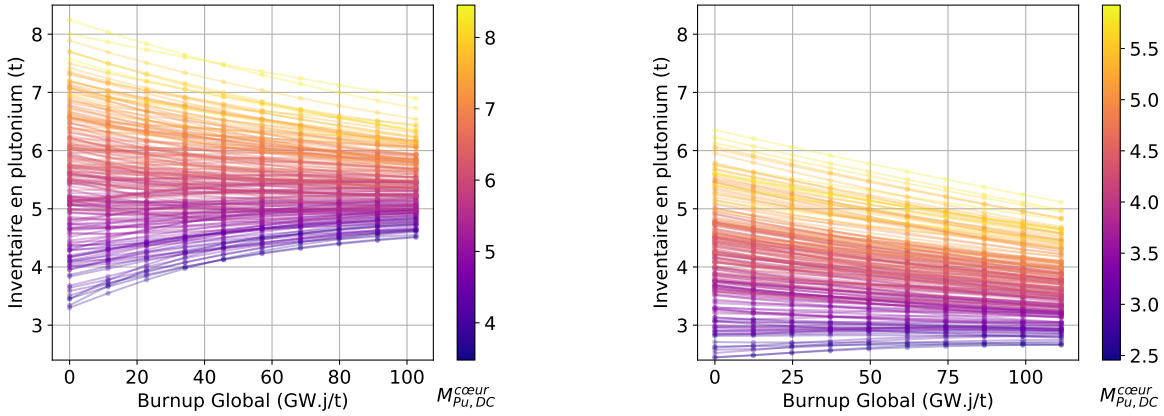
Les deux paragraphes suivants s'intéressent à l'évolution au cours de l'irradiation des inventaires en plutonium et en actinides mineurs. Ces évolutions représentent donc à la fois l'impact du chargement initial et de l'irradiation en réacteur.

Plutonium

La figure (2.32) (a) illustre, pour l'isogénérateur de plutonium, 200 évolutions de l'inventaire en plutonium au cours de l'irradiation. La coloration représente la masse initiale de plutonium chargée en réacteur. La configuration isogénératrice du réacteur de type ASTRID adopte un comportement isogénérateur, incinérateur et surgénérateur en fonction du combustible neuf chargé. Ainsi, lorsque la masse chargée est élevée, elle tend à diminuer au cours de

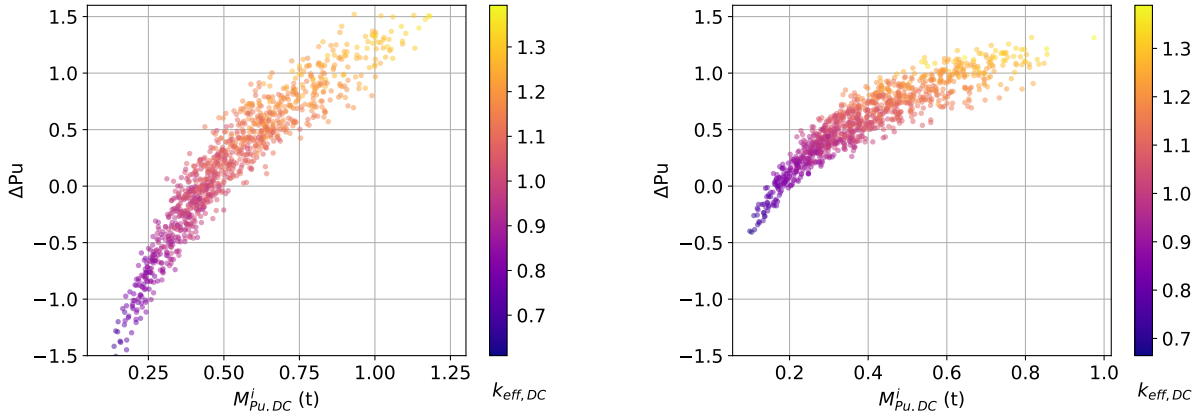
l'irradiation et inversement.

La figure (2.33) (a) montre, toujours pour l'isogénérateur, la variation de plutonium pour les 1000 évolutions en fonction de la masse initiale de ^{239}Pu et de ^{241}Pu chargée et du k_{eff} associé en début de cycle. Ce graphique met en évidence une relation supplémentaire du comportement du réacteur avec le coefficient de multiplication des neutrons en début de cycle.



(a) Isogénérateur de plutonium (b) Incinérateur de plutonium

FIGURE 2.32 – Évolution de l'inventaire total en plutonium en fonction du burnup et de la masse initiale de plutonium chargée



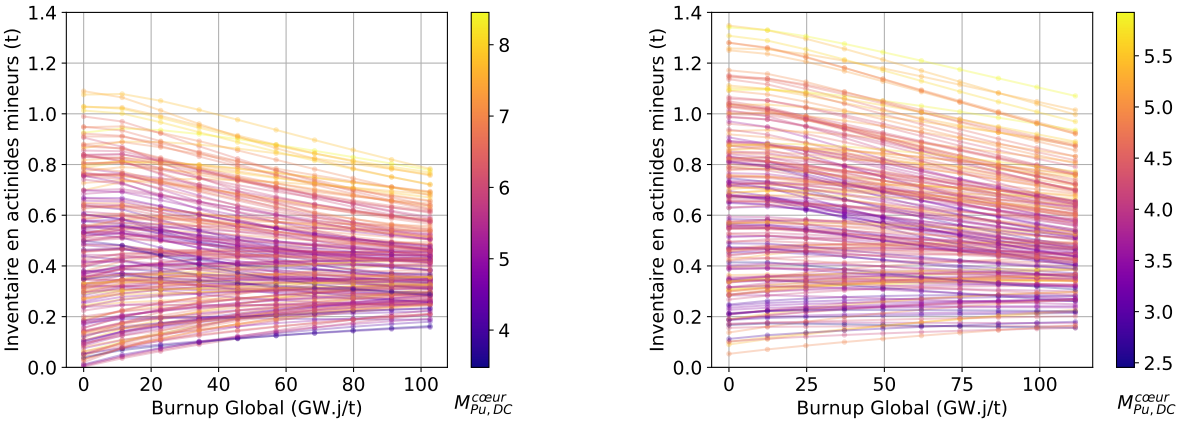
(a) Isogénérateur de plutonium (b) Incinérateur de plutonium

FIGURE 2.33 – Variation de l'inventaire en plutonium pendant l'évolution pour (a) la configuration isogénératrice et (b) la configuration incinératrice de plutonium en fonction de la masse de ^{239}Pu et de ^{241}Pu chargé en début d'irradiation et la valeur du coefficient multiplicateur de neutrons en début de cycle

L'analyse des courbes associées à la configuration incinératrice, *i.e.* les figures (2.32) (b) et (2.33) (b), donne lieu à des conclusions équivalentes.

Actinides mineurs

Les figures (2.34) (a) et (b) représentent l'évolution des inventaires des principaux actinides mineurs, *i.e.* d'américium, de neptunium et de curium, au cours de l'irradiation pour les 1000 simulations de la base de données. La coloration représente ici la masse de plutonium initiale chargée dans l'isogénérateur. Ce graphique montre que la relation entre l'évolution des inventaires en actinides mineurs et les paramètres relatifs aux combustibles neufs n'est pas évidente.



(a) Isogénérateur de plutonium

(b) Incinérateur de plutonium

FIGURE 2.34 – Évolution de l'inventaire total en actinides mineurs en fonction du burnup et de la masse initiale de plutonium chargée

Ainsi, la prédiction de l'évolution des inventaires en plutonium et en actinides mineurs au cours d'une irradiation en fonction d'une composition initiale d'un combustible n'est pas décrite simplement. La détermination de ces inventaires nécessite dans tous les cas l'utilisation de méthodes de régression non linéaires : soit pour l'estimation directe des inventaires, soit en estimant le coefficient de multiplication des neutrons en début de cycle, les sections efficaces et le flux ou la puissance par zone afin de pouvoir résoudre les équations de Bateman. Les modèles développés et implémentés dans le code CLASS sont présentés dans le chapitre 3.

Conclusion du chapitre

Ce deuxième chapitre présente les deux concepts du réacteur de type ASTRID modélisés et étudiés grâce à de nombreuses simulations Monte-Carlo statiques et d'évolution de combustible, la première configuration étant isogénératrice de plutonium et la seconde incinératrice.

L'étude neutronique de ces systèmes, dans leur configuration de référence, permet d'identifier que les biais de modélisation à l'impact majorant sont dus à l'hypothèse du non rechargement du cœur. Cependant, en prenant l'exemple du concept isogénérateur, ces choix induisent des biais inférieurs à 1% sur les inventaires de plutonium en fin de cycle. Ces erreurs sont du même ordre de grandeur que l'incertitude statistique associée à cette observable. C'est donc la précision maximale que pourront atteindre les modèles simplifiés développés à partir des bases des données générées et implémentées dans le code CLASS, pour reproduire le fonctionnement des réacteurs de type ASTRID au cours de l'irradiation de combustibles aux compositions fortement variables. L'étude de ces bases de données permet de définir les critères à prendre en compte pour ces modèles physiques simplifiés.

Un nouveau modèle de fabrication des combustibles RNR neufs dédiés aux réacteurs de type ASTRID doit nécessairement être développé, s'appuyant sur l'utilisation de méthodes de régression non linéaires afin d'estimer le k_{eff}, ce dernier n'étant pas corrélé simplement à l'isotopie et à la masse de plutonium chargé. Les variations de réactivité étant presque toujours inférieures au poids des barres de commande, estimé à 3700 pcm, l'évaluation du k_{eff} en début de cycle est suffisante. Cependant, deux teneurs en plutonium différentes doivent être déterminées, donc le recours à un second critère est nécessaire pour pouvoir fabriquer les combustibles. Or, le rapport de ces teneurs est couplé à la puissance locale en début de cycle. Ainsi, le second critère repose sur la puissance initiale d'une des zones fissiles qui permet de calculer la puissance initiale des autres zones fissiles.

Pour calculer l'évolution des combustibles au cours de l'irradiation, et donc pour résoudre les équations de Bateman, une prédiction de l'évolution des sections efficaces et du flux, ou de la puissance, pour chaque zone du réacteur est nécessaire. De nouveau, le besoin d'interpolateurs spécifiques est identifié, l'évolution de ces grandeurs physiques n'étant pas simplement reliée aux compositions des combustibles neufs et au coefficient de multiplication effectif des neutrons. Un nouveau modèle d'irradiation des combustibles RNR neufs dédiés aux réacteurs de type ASTRID est donc indispensable dans le code CLASS.

Le développement de ces deux modèles simplifiés, l'évaluation de leurs performances et des estimateurs intégrés dans ces modèles, font l'objet du chapitre suivant.

Chapitre 3

La modélisation de RNR de type ASTRID dans le code CLASS

Sommaire

Introduction du chapitre **102**

3.1 État de l'art des modèles physiques de RNR **103**

3.1.1 Description des calculs d'évolution 103

3.1.2 Bases de données associées 105

3.1.3 Modèle de fabrication monozone 107

3.1.4 Modèle d'irradiation monozone 107

3.2 Gestion des cœurs hétérogènes **108**

3.3 Modèle de fabrication multizone **109**

3.3.1 Principe général 109

3.3.2 Précision du prédicteur de coefficient multiplicateur 113

3.3.3 Impact de la statistique de la base de génération 114

3.3.4 Ce qu'il faut retenir sur le modèle de fabrication multizone 115

3.4 Modèle d'irradiation multizone **115**

3.4.1 Principe général 115

3.4.2 Précision des prédicteurs de section efficace moyenne par zone 117

3.4.2.1 Exemple du ^{239}Pu 118

3.4.2.2 Impact de la statistique de la base de génération pour le concept isogénérateur 123

3.4.2.3 Autres actinides 124

3.4.2.4 Ce qu'il faut retenir sur le prédicteur de section efficace moyenne 124

3.4.3 Précision du prédicteur de flux moyen par zone 125

3.4.3.1 Comparaison entre la prédiction de $\overline{\phi_z}$ et de P_z 126

3.4.3.2 Impact de la statistique de la base de génération pour le concept isogénérateur 128

3.4.3.3 Ce qu'il faut retenir sur le prédicteur de flux moyen 129

3.4.4 Précision globale du modèle d'irradiation multizone sur les inventaires par zone . . . 129
3.4.4.1 Exemple du ^{239}Pu . . . 130
3.4.4.2 Impact de la statistique de la base de génération pour le concept isogénérateur . . . 132
3.4.4.3 Autres actinides . . . 133
3.4.5 Précision globale du modèle d'irradiation multizone sur les inventaires à l'échelle du cœur . . . 134
3.4.5.1 Exemple du plutonium . . . 134
3.4.5.2 Impact de la statistique de la base de génération pour le concept isogénérateur . . . 135
3.4.5.3 Les autres actinides . . . 136
3.4.5.4 Ce qu'il faut retenir sur le modèle d'irradiation multizone . 138
3.5 Comparaison avec le modèle d'irradiation monozone . . . 139
3.6 Utilisation directe des réseaux de neurones . . . 141
3.6.1 Prédictions conjointes des P_z et du k_{eff} en début de cycle . . . 141
3.6.2 Analyse de sensibilités . . . 144
3.6.2.1 Méthode de Morris . . . 145
3.6.2.2 Méthode de Sobol . . . 147
***Conclusion du chapitre* . . . 149**

Introduction du chapitre

Le chapitre 2 décrit la modélisation détaillée, réalisée avec le code stochastique MCNP6 et le code d'évolution VESTA2.2, de deux réacteurs de type ASTRID : l'un isogénérateur de plutonium et l'autre incinérateur de plutonium. L'étude neutronique précise des systèmes, dans leur configuration de référence et en variant les compositions initiales des combustibles, a permis dans un premier temps, de déterminer les limites du schéma de calcul d'évolution choisi, notamment en quantifiant les incertitudes statistiques associées aux grandeurs physiques d'intérêt. Dans un second temps, les résultats obtenus ont permis l'identification des contraintes et des paramètres à prendre en compte pour effectuer la modélisation simplifiée des réacteurs dans le code CLASS. Cette nouvelle modélisation doit permettre de reproduire, rapidement, le comportement des RNR-Na de type ASTRID sous irradiation lorsqu'ils sont chargés avec des combustibles plausibles dans les cycles du futur caractérisés ici. Les codes d'évolution, du fait des temps de calculs associés, ne sont pas adaptés à un couplage direct dans les codes de scénarios. Cependant, l'objectif est de s'approcher de la précision inhérente à ces outils, lorsque les bonnes conditions d'utilisation sont respectées, pour l'estimation des observables d'intérêt.

Ce chapitre 3 fait le point sur les modèles de fabrication et d'irradiation des combustibles dédiés au RNR-Na, déjà implémentés dans le code CLASS. Puis, les deux nouveaux modèles, développés pour les réacteurs de type ASTRID, dans le code de scénarios, sont présentés : un modèle de fabrication du combustible multizone et un modèle d'irradiation du combustible multizone. Ces nouveaux modèles maintiennent l'hétérogénéité du réacteur au cours des simulations et les interactions entre les différentes zones combustibles. Pour cela, un paramètre

spatial est intégré dans les interpolateurs multidimensionnels et non linéaires de type réseau de neurones utilisés pour prédire les grandeurs physiques d'intérêt. Ensuite, les anciens modèles monozones et les nouveaux modèles multizones sont comparés. Enfin, un exemple de valorisation de ces développements, en dehors du code CLASS, est proposé.

3.1 État de l'art des modèles physiques de RNR

Afin de simuler les stratégies d'évolution de parcs électronucléaires, une modélisation précise des RNR-Na de type ASTRID doit être intégrée aux codes de simulation dynamique du cycle nucléaire. Avant ce travail de thèse, deux types de modélisation de RNR-Na pouvaient être simulés dans le code CLASS : une version dite "simplifiée" de l'*European Sodium Fast Reactor* (ESFR) [45][46] et une version dite "modulable" ou "flexible" qui peut se paramétrer en fonction du type de concept étudié en jouant sur les paramètres géométriques du réacteur [47]. Dans le code CLASS, ces deux modélisations de RNR-Na reposent sur les mêmes principes et utilisent chacune un modèle de fabrication du combustible neuf et un modèle d'irradiation du combustible en réacteur. L'ensemble de ces modèles est qualifié de monozone, c'est-à-dire qu'ils considèrent tous un combustible unique et moyen, représentatif du cœur complet du réacteur.

Rappelons que le modèle de fabrication du combustible neuf cherche à prédire la composition du combustible à charger en fonction des matières présentes dans les stocks au moment où débute la fabrication. En pratique, il s'agit de chercher la masse de matière fissile à charger pour satisfaire un critère, comme un burnup maximal atteignable ou une criticité, en début de cycle par exemple. Comme souvent la perte de réactivité en RNR, au cours de l'irradiation, est faible, ces modèles de chargement des RNR utilisent comme critère le coefficient de multiplication des neutrons en début de cycle. Pour cette raison, ils sont souvent appelés modèles d'équivalence en réactivité dans la littérature [46].

Le modèle d'irradiation du combustible en réacteur simule l'évolution des quantités de matières pendant le fonctionnement en résolvant les équations de Bateman. Pour ce faire, il faut estimer le flux neutronique et les sections efficaces microscopiques en fonction du temps et en fonction de la composition initiale du combustible.

Cette partie décrit les deux modélisations de RNR-Na disponibles dans le code CLASS, ainsi que le fonctionnement des modèles de chargement et d'irradiation monozone associés.

3.1.1 Description des calculs d'évolution

Dans tous les RNR, le libre parcours moyen des neutrons est tel qu'il est nécessaire de simuler l'ensemble du cœur pour estimer correctement les taux de réactions neutroniques. Les modélisations de RNR-Na dans CLASS reposent donc toutes sur une description complète du cœur quelque soit le concept étudié.

ESFR simplifié

La version simplifiée de l'ESFR, de puissance 3600 MW_{th} se base sur la description du réacteur présentée par [69]. Le burnup prévu est d'environ 100 $GW.j/t$. Le cœur se compose normalement de deux zones concentriques de teneurs en plutonium différentes, un cœur interne et un cœur externe, ce dernier est entouré d'un réflecteur. Axialement, le cœur actif est entouré, de part et d'autre, par un plenum et des réflecteurs. Le cœur interne comporte 225 assemblages combustibles, 228 pour le cœur externe. Ces assemblages sont hexagonaux, intégrés dans un réseau hexagonal. Le combustible est de type oxyde, $(U, Pu)O_2$, et représente environ 74 t

de métaux lourds. Le rechargement est prévu par cinquième de cœur. Il y a par ailleurs 33 assemblages de contrôle dans le cœur interne.

Pour la modélisation CLASS, la géométrie a été simplifiée en vue de limiter le temps de calcul nécessaire à la réalisation de la base de données qui permettra d'estimer les grandeurs physiques utilisées par les modèles, comme les sections efficaces ou le coefficient de multiplication des neutrons. Ainsi, le cœur actif est représenté par un cylindre de composition homogène, sans barres de contrôle. Le fractionnement du cœur n'est pas simulé, le combustible est intégralement neuf et irradié pendant 100 $GW.j/t$. Les matériaux constituants les assemblages (combustibles, gaine et structures) des cœurs interne et externe ont été homogénéisés avec le caloporteur sodium en considérant une unique teneur en plutonium moyenne. Il y a donc une seule zone combustible modélisée. La géométrie est représentée en figure (3.1). Le rayon du cylindre du cœur actif est déterminé afin d'assurer la conservation de la masse de métaux lourds totale. Les réflecteurs supérieur, inférieur et axial, et les plenums supérieur et inférieur sont chacun représentés dans le calcul d'évolution par une composition homogène constante en fonction du temps. Finalement, seul un douzième du cœur est simulé, avec des conditions de réflection.

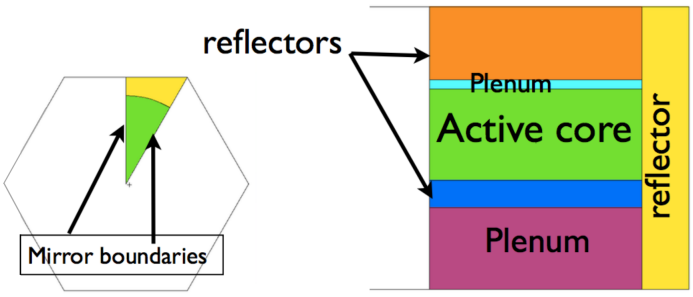


FIGURE 3.1 – Vue en coupe radiale et axiale de la version simplifiée de l'ESFR disponible dans le code CLASS ; image issue de [45]

RNR modulable

Aucun consensus réel n'existe autour de la géométrie industrielle ou du mode de fonctionnement des futurs RNR-Na, la version modulable des RNR-Na a donc été développée afin d'être adaptable à la physique de différents concepts. Cette modélisation doit donc permettre de simuler des réacteurs surgénérateurs, isogénérateurs ou incinérateurs de plutonium. Les propriétés neutroniques des réacteurs rapides étant grandement dépendantes du rayon et de la hauteur du cœur ainsi que de la présence ou non de combustibles fertiles, ces grandeurs deviennent des paramètres dans cette modélisation flexible. La masse de métaux lourds est variable. Deux zones fissiles sont toujours considérées, un cœur interne et un cœur externe, dont le rapport des volume est fixé à 1,04. Le fractionnement du rechargement du cœur n'est pas simulé. A l'aide d'une relation entre le rayon, la hauteur et le nombre de couvertures fertiles, une estimation du taux d'incinération du plutonium associé au futur modèle de RNR peut être faite [47]. Le cœur complet est simulé, chacun des deux types d'assemblage combustible étant homogénéisé avec le caloporteur sodium environnant. Enfin, la densité de puissance des assemblages est conservée ce qui entraîne, en fonction des paramètres géométriques, une variation de la puissance thermique du réacteur de 900 à 6500 MW_{th}.

Ces deux modélisations de RNR-Na ont chacune permis la simulation de calculs d'évolu-

tion Monte-Carlo qui, agrégés, forment une base de données nécessaires à la génération des prédicteurs utilisés par les modèles physiques dans le code CLASS.

3.1.2 Bases de données associées

ESFR simplifié

Pour la base de données associée à la version simplifiée de l'ESFR, le domaine de variation est présenté dans le tableau (3.1), 500 évolutions ont été réalisées. Les cinq premiers paramètres représentent la plage de variation associée à chaque proportion isotopique du plutonium. Le sixième paramètre représente le temps entre la fabrication du combustible et le début de l'irradiation en réacteur. Cette valeur permet de déduire la proportion isotopique de l'américium ^{241}Am dans le combustible neuf issu de la décroissance du plutonium ^{241}Pu. Le paramètre suivant est la teneur en plutonium et américium dans le mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium. Enfin, le dernier paramètre correspond à la proportion en ^{235}U dans l'uranium appauvri. L'évolution de ces 500 compositions de combustibles neufs a été simulée avec le code SMURE [79] jusqu'à 100 $GW.j/t$ en découpant l'irradiation en 11 pas de temps.

	Minimum	Maximum
^{238}Pu (% mol.)	0,34	7,50
^{239}Pu (% mol.)	24,00	92,00
^{240}Pu (% mol.)	11,70	44,50
^{241}Pu (% mol.)	1,80	20,20
^{242}Pu (% mol.)	1,20	27,50
Temps avant irradiation (ans)	0,1	30
Teneur : T_{Pu} (% mol.)	12	22
^{235}U (% mol.)	0,20	0,40

TABLE 3.1 – Bornes de variation des paramètres tirés par la méthode du LHS pour déterminer les compositions initiales des combustibles chargées dans la version simplifiée de l'ESFR

RNR modulable

Pour la version modulable des RNR-Na, 750 simulations SMURE ont été réalisées. L'irradiation jusqu'à 100 $GW.j/t$ a été divisée en 12 pas de temps. Dans ces simulations, le combustible n'est pas homogénéisé pendant l'évolution et deux ou trois zones combustibles sont considérées suivant la présence ou non de couvertures fertiles. Les paramètres liés au tirage des 750 compositions des combustibles neufs sont présentés dans le tableau (3.2). A chaque simulation, des paramètres géométriques du réacteur sont échantillonnés : les dimensions du cœur actif ainsi que le nombre de couronnes de couvertures fertiles. Les trois premiers paramètres fixent les dimensions du cœur actif. Ces différents paramètres géométriques conditionnent le type de RNR que l'on souhaite modéliser. En effet, il est montré dans [47] qu'il est possible de déduire la puissance et le gain de régénération à partir des paramètres géométriques. Le 4^e paramètre correspond au rapport entre la teneur en plutonium externe et

la teneur moyenne. L'ensemble des paramètres suivants représente les plages de variation des proportions de chacun des noyaux lourds.

	Minimum	Maximum
Rayon du cœur actif (m)	1,5	3
Hauteur du cœur actif (m)	0,7	1,3
Couverture fertile (nb. de couronne)	0	3
$T_{Pu}^{ext}/T_{Pu}^{moy}$ (ratio % Pu)	0,9	1,5
^{235}U (% mol.)	0,1	0,2
^{238}U (% mol.)	74	96
^{238}Pu (% mol.)	0	2,4
^{239}Pu (% mol.)	13	19
^{240}Pu (% mol.)	0,5	13
^{241}Pu (% mol.)	0	5
^{242}Pu (% mol.)	0	5
^{241}Am (% mol.)	0	2,5

TABLE 3.2 – Bornes de variation des paramètres tirés par la méthode du LHS pour déterminer les compositions initiales des combustibles chargés dans la version modulable des RNR

Dans le code CLASS, les modèles de fabrication et d'irradiation associés à l'ESFR simplifié et au RNR-Na modulable supposent un combustible homogène sur tout le cœur. C'est l'hypothèse d'un réacteur point, où les sections efficaces ne dépendent pas de l'espace, c'est-à-dire en considérant le réacteur comme ponctuel. Ces modèles sont qualifiés de monozones. Pour la base de données associée au modèle modulable des RNR-Na, une reconstruction des grandeurs physiques d'intérêt à l'échelle du cœur est nécessaire étant donné que les combustibles ne sont pas homogénéisés pendant l'irradiation. Le coefficient de multiplication, qui est une grandeur intégrale, est repris tel quel. Par contre, les inventaires par zone sont sommés pour obtenir les inventaires globaux et les flux par zone, $\overline{\phi_z}$, sont pondérés par le volume de la zone correspondante, V_z, comme l'exprime l'équation (3.1), où ϕ_{glob} représente le flux moyen sur le cœur actif et V_{glob} le volume total du cœur actif. Enfin, les sections efficaces moyennes de fission, de capture et (n,2n) sont construites en conservant les taux de réaction R, comme dans l'équation (3.2). Cette équation exprime la conservation des taux de réactions pour un noyau i et pour une réaction r. Le taux global de réaction $\phi_{glob}.\sigma_{i,r,glob}$ correspond à la somme sur les zones de chacun des taux $\overline{\phi_z}.\sigma_{i,r,z}$.

$$\phi_{glob} = \frac{1}{V_{glob}} \sum_z \overline{\phi_z} \cdot V_z \tag{3.1}$$

$$\sigma_{i,r,glob} = \frac{R_{i,r}^{glob}}{N_{i,glob} \cdot \phi_{glob}} = \frac{\sum_z N_{i,z} \cdot \overline{\phi_z} \cdot \sigma_{i,r,z}}{N_{i,glob} \cdot \phi_{glob}} \tag{3.2}$$

Les bases de données obtenues, simplifiée et modulable, sont ensuite utilisées afin de déterminer le coefficient de multiplication des neutrons et les sections efficaces à l'aide de méthodes de régression non linéaires, comme les réseaux de neurones, qui sont présentés dans la sous-section (1.4.2.3). Ces grandeurs prédites sont utilisées respectivement dans le modèle de fabrication du combustible, présenté dans la section (3.1.3) et dans le modèle d'irradiation, section (3.1.4).

3.1.3 Modèle de fabrication monozone

Comme présenté dans le chapitre 1, le modèle de fabrication monozone permet de construire le combustible neuf à charger dans un réacteur ayant un combustible moyen sur le cœur actif en fonction des caractéristiques du réacteur et des matières radioactives disponibles dans les stocks. Le modèle a, à sa disposition, un vecteur fissile comportant les isotopes du plutonium et de l'^{241}Am et un vecteur fertile comportant de l'^{238}U et de l'^{235}U. Ces vecteurs sont issus d'un stock fini ou infini de matière radioactive disponible pour le réacteur d'intérêt. Par itérations successives, le modèle ajuste la teneur en plutonium par dichotomie afin que le combustible neuf, construit suite à cet ajustement, puisse atteindre ici un coefficient de multiplication initial cible, $k_{eff-DC}(cible)$, défini par l'utilisateur. Le k_{eff-DC} associé à un combustible neuf donné est déterminé par l'intermédiaire d'un prédicteur qui utilise un réseau de neurones de type perceptron multicouche. Ce prédicteur est capable, pour une composition initiale donnée, de prédire le k_{eff} au cours de l'irradiation du-dit combustible en réacteur. Ses paramètres d'entrée sont donc les proportions isotopiques du combustible neuf.

Lors de la génération des perceptrons dédiés à la prédiction du k_{eff}, l'étape d'apprentissage vise à minimiser l'erreur entre la prédiction des réseaux et les valeurs extraites de calculs Monte-Carlo en évolution effectués avec le code SMURE.

Dans le cas de la version simplifiée de l'ESFR, les isotopes considérés par le perceptron sont l'^{235}U, ^{238}U, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu et ^{241}Am. Ces valeurs sont issues de la base de données correspondant à cet ESFR, base décrite dans la section (3.1.2). Dans ces évolutions, le burnup du réacteur de 100 $GW.j/t$ est divisé en 11 pas de temps. Ces 9 paramètres constituent l'ensemble des neurones de la couche d'entrée du réseau ; la couche de sortie est toujours composée d'une observable de sortie, le k_{eff}.

Dans le cas de la version flexible du RNR-Na, il y a trois paramètres d'entrée supplémentaires : le rayon et le diamètre du cœur actif, et le nombre de couronnes dans les couvertures fertiles. Toutes ces valeurs sont issues de la base de données correspondante, décrite dans la section (3.1.2). Dans ces évolutions, le burnup du réacteur de 100 $GW.j/t$ est divisé en 13 pas de temps. Ces perceptrons se composent de 13 neurones sur la couche d'entrée du réseau et une observable sur la couche de sortie, k_{eff}.

3.1.4 Modèle d'irradiation monozone

Comme présenté dans le chapitre 1, le modèle d'irradiation monozone permet de déterminer l'évolution de la composition d'un combustible en réacteur. Pour cela l'évolution de l'inventaire isotopique pendant dt est calculé en résolvant l'ensemble des équations de Bateman. Cette résolution fait appel à des prédicteurs de sections efficaces, un prédicteur par couple (isotope, réaction). Ces prédicteurs sont des réseaux de neurones de type perceptron

multicouche. Le flux global ϕ est ensuite calculé en utilisant la formule (3.3).

$$\overline{\phi}(t) = \frac{P_{tot}}{\sum_i (\epsilon_i^{fis} \cdot < \sigma_{i,fis}(t) > \cdot N_i(t))} \tag{3.3}$$

Dans le cas de la version simplifiée de l'ESFR, les paramètres d'entrée des perceptrons multicouches appelés par le prédicteur de sections efficaces moyennes sont le temps et les proportions isotopiques dans le combustible neuf de l'^{235}U, ^{238}U, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu et ^{241}Am. Ces valeurs sont issues de la base de données correspondante décrite dans la section (3.1.2). Dans ces évolutions, le burnup du réacteur de 100 $GW.j/t$ est divisé en 11 pas de temps. Ces 9 paramètres constituent l'ensemble des neurones de la couche d'entrée du réseau ; la couche de sortie est toujours composée d'une observable de sortie, $\sigma_{x,r}$.

Dans le cas de la version flexible de RNR-Na, les paramètres d'entrée des perceptrons multicouches appelés par le prédicteur de sections efficaces moyennes sont le rayon et le diamètre du cœur actif, le nombre de couronnes dans les couvertures fertiles, le temps, le rapport entre les teneurs en plutonium externes et globales et les proportions isotopiques dans le combustible neuf de l'^{235}U, ^{238}U, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu et ^{241}Am. Ces valeurs sont issues de la base de données correspondante décrite dans la section (3.1.2). Dans ces évolutions, le burnup du réacteur de 100 $GW.j/t$ est divisé en 13 pas de temps. Ces perceptrons se composent de 13 neurones sur la couche d'entrée du réseau et une observable sur la couche de sortie, $\sigma_{x,r}$. Par ailleurs, pour ce réacteur, la puissance globale ainsi que la masse de métaux lourds du cœur actif sont calculées à partir des paramètres géométriques définis par l'utilisateur.

3.2 Gestion des cœurs hétérogènes

Avant ce travail de thèse, les modèles de réacteurs dans le code CLASS ne prenaient pas en compte les hétérogénéités des différents cœurs simulés. Dans ces modèles ponctuels, les propriétés des combustibles, comme par exemple les sections efficaces ou le flux neutronique, sont moyennées à l'échelle du cœur. Cependant, pour certains concepts de réacteurs, qui présentent de fortes hétérogénéités, comme c'est le cas du réacteur de type ASTRID, cette hypothèse peut constituer une limitation importante pour une estimation précise de l'évolution des inventaires.

Pour intégrer le réacteur de type ASTRID au code CLASS, deux nouveaux modèles physiques ont été développés : un modèle de fabrication du combustible et un modèle d'irradiation du combustible. Ces modèles multizones sont décrits dans les parties suivantes.

Trois bases de données de calculs d'évolution du combustible, appelées bases de génération, sont utilisées pour la création des réseaux nécessaires au fonctionnement de ces nouveaux modèles. Deux de ces bases sont relatives au mode de fonctionnement isogénérateur de plutonium du réacteur de type ASTRID, tandis que la troisième base correspond au mode incinérateur. Ces bases ont été générées en amont de la création des réseaux de neurones par des simulations Monte-Carlo en évolution, réalisées avec le code VESTA. Les bases de génération, comme décrit dans la partie (2.5), sont chacune composées de 1000 calculs d'évolution qui diffèrent seulement par la composition initiale des combustibles des zones fissiles.

Deux de ces bases sont issues des calculs d'évolution présentés dans le chapitre 2. Pour le cas du réacteur ASTRID isogénérateur, nous avons voulu étudier l'importance de la statistique des calculs Monte-Carlo sur les performances des modèles de fabrication du combustible et d'irradiation. Par conséquent, nous avons créé une troisième base présentant une statistique Monte-Carlo environ 25 fois inférieure à celle de la base présentée dans le chapitre 2.

De la même façon, trois bases de vérification sont utilisées pour quantifier les déviations induites par les réseaux de neurones intégrés dans les modèles multizones. Elles comportent les résultats de 200 simulations effectuées avec le code VESTA. Comme pour les bases de génération, les compositions des combustibles fissiles varient entre chaque calcul. Ces compositions sont indépendantes de celles de leur base de génération associée. La base de génération et sa base de vérification associée forment un couple de bases.

Les couples de bases réalisés peuvent être de "forte" ou de "faible" statistique Monte-Carlo caractérisant le nombre de neutrons sources simulés dans le calcul MCNP. Le tableau (3.3) récapitule les principaux paramètres des simulations Monte-Carlo utilisés pour construire ces bases de données, avec,

. Np_c le nombre de neutrons sources simulés par cycle

. N_{ci} le nombre de cycles inactifs

. N_{ca} le nombre de cycles actifs

. Np_{tot} le nombre total de neutrons sources simulés

Chaque calcul MCNP utilise une source initiale pré-convergée décrivant les localisations des sites de fission. Cette source a été réalisée via un calcul simulant $8 \cdot 10^8$ neutrons sources.

	Isogénérateur de Pu				Incinérateur de Pu			
	Np_c	N_{ci}	N_{ca}	Np_{tot}	Np_c	N_{ci}	N_{ca}	Np_{tot}
"Faible" statistique	$2{,}6 \cdot 10^4$	10	30	$1{,}04 \cdot 10^6$	$2{,}0 \cdot 10^4$	10	50	$1{,}20 \cdot 10^6$
"Forte" statistique	$2{,}5 \cdot 10^5$	10	90	$2{,}50 \cdot 10^7$	/			

TABLE 3.3 – Principaux paramètres de simulation utilisés pour la construction des bases de génération et de vérification associées au réacteur de type ASTRID

3.3 Modèle de fabrication multizone

3.3.1 Principe général

Le modèle de fabrication multizone doit construire les combustibles neufs à charger dans un réacteur présentant un cœur actif hétérogène, en ayant à disposition deux vecteurs isotopiques *a priori* inconnus : le vecteur fissile et le vecteur fertile. Il doit alors déterminer, pour chacune des zones combustibles du réacteur, les masses de fissile et de fertile nécessaires pour satisfaire plusieurs caractéristiques du réacteur, telles que la masse totale de la zone ou la réactivité en début de cycle par exemple. Pour ce travail, deux modèles ont été développés : le modèle aux teneurs fixes et le modèle aux teneurs ajustées.

Teneurs fixes

Dans le cas du modèle aux teneurs fixes, les teneurs fissiles, par exemple en plutonium, sont fixées par l'utilisateur en amont de l'appel au modèle de fabrication multizone. Zone

par zone, le modèle déduit de la teneur fissile fixée pour la zone considérée, la teneur fertile associée, par exemple en uranium appauvri. Le modèle reconstruit alors le vecteur isotopique global du combustible en s'assurant que la masse de fertile et la masse de fissile correspondent bien à la teneur fixée. Ainsi, itérativement, le modèle fabrique les combustibles en piochant les masses fissile et fertile présentes dans les stocks mais sans aucune considération du détail des vecteurs isotopiques. Cette méthode n'assure pas l'identicité des vecteurs isotopiques de plusieurs zones combustibles si tel doit être le cas. Elle ne permet pas, non plus, d'assurer certaines contraintes, comme par exemple la criticité en début de cycle. Un second modèle, plus performant, a donc été développé.

Teneurs variables

Dans le cas du modèle aux teneurs ajustées [80][81], l'objectif est d'adapter dynamiquement la détermination des teneurs fissiles pour chaque zone en fonction du vecteur isotopique fissile disponible. Le choix des critères à utiliser pour cela est fortement dépendant du réacteur étudié.

Cas du réacteur de type ASTRID

Dans le cas du réacteur de type ASTRID, il y a deux teneurs en plutonium à ajuster, étant donné qu'il y a un combustible interne et un combustible externe. *A priori*, ces deux teneurs sont indépendantes et il faut donc identifier deux contraintes pour avoir un système de deux équations à deux inconnues. Les deux critères cibles choisis sont le coefficient de multiplication en début de cycle, $k_{eff-DC}(cible)$, et la puissance initiale d'une des zones combustibles, $P_z(cible)$, c'est-à-dire $P_{int}(cible)$ ou $P_{ext}(cible)$, qui fixe l'ensemble des puissances des autres zones. En effet, le chapitre 2 montre que la variation de réactivité d'un RNR-Na de type ASTRID pendant son irradiation est inférieure au poids des barres de contrôle et qu'une estimation de la réactivité en début de cycle est suffisante. Le chapitre précédent montre aussi que les puissances des zones fissiles sont directement liées entre elles et que la détermination de la puissance produite par une zone fissile permet d'identifier les deux autres.

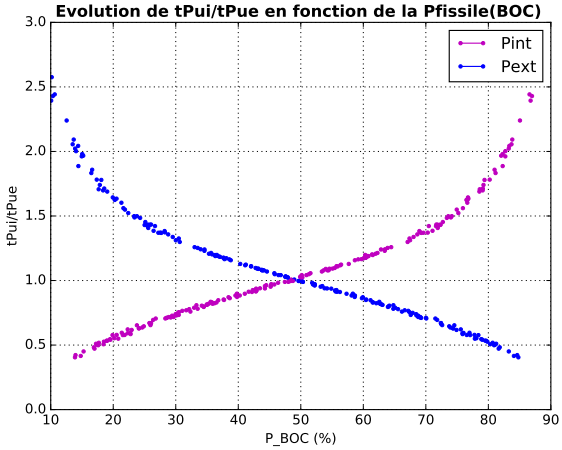
Pour le réacteur isogénérateur de plutonium, $P_{int}(cible)$ représente la somme des puissances des couches fissiles internes supérieure et inférieure (zone 1 et zone 3). Comme exemple de valeurs typiques dans cette étude, nous pouvons citer pour le cas du réacteur isogénérateur, un $k_{eff-DC}(cible)$ de 1,02 et 50% de la puissance totale du réacteur fournie par le fissile externe ($P_5(cible)$) ; ces paramètres sont justifiés dans la section (3.6.1).

L'étude système du réacteur de type ASTRID a permis de mettre en évidence une relation directe entre les puissances interne et externe et le rapport des teneurs en plutonium interne et externe comme le montrent les figures (3.2) (a) et (b) respectivement pour l'isogénérateur et l'incinérateur de plutonium. En début de cycle, lorsque l'utilisateur choisit une puissance locale, cela fixe le rapport des teneurs en plutonium, noté xT, comme exprimé dans l'équation (3.4).

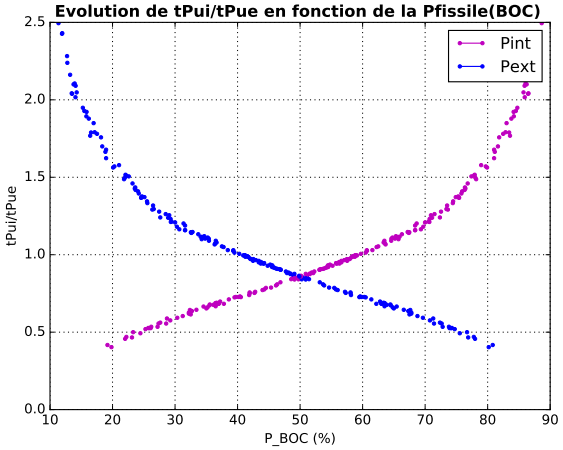
$$xT = \frac{T_{Pu}^{int}}{T_{Pu}^{ext}} \tag{3.4}$$

Il faut noter que les vecteurs isotopiques interne et externe sont supposés identiques et que le modèle construit doit ponctionner en une seule fois la totalité de la masse des combustibles à charger dans les stocks disponibles.

A partir du vecteur fissile, le modèle détermine la teneur fissile moyenne sur le cœur et donc la masse totale de fissile nécessaire. Les deux combustibles à tester sont ensuite construits en fonction du ratio des teneurs interne sur externe. Par conséquent, l'utilisateur



(a) Isogénérateur de plutonium



(b) Incinérateur de plutonium

FIGURE 3.2 – Rapport entre la teneur plutonium interne et la teneur plutonium externe en fonction de la puissance interne ou externe, à 0 $GW.j/t$

fournit au modèle le rapport des masses des combustibles interne et externe, noté xM défini dans l'équation (3.5).

$$xM = \frac{M^{int}}{M^{ext}} \tag{3.5}$$

La teneur en plutonium moyenne est liée à la masse totale de plutonium dans le cœur d'une part et aux teneurs en plutonium interne et externe d'autre part par la formule (3.6), où,

. T_{Pu}^{moy} représente la teneur plutonium moyenne sur le cœur, en %

. T_{Pu}^{int} et T_{Pu}^{ext} les teneurs plutonium interne et externe, en %

. M^{coeur} représente la masse totale de métaux lourds du cœur, en t

. M_{Pu}^{coeur} représente la masse totale en plutonium dans le cœur, en t

. M^{int} et M^{ext} les masses de métaux lourds interne et externe, en t

$$T_{Pu}^{moy} = \frac{M_{Pu}^{coeur}}{M^{coeur}} = \frac{T_{Pu}^{int} \cdot M^{int} + T_{Pu}^{ext} \cdot M^{ext}}{M^{int} + M^{ext}} \tag{3.6}$$

A partir de ces équations, les valeurs des teneurs en plutonium interne et externe sont calculées comme suit :

$$T_{Pu}^{ext} = T_{Pu}^{moy} \cdot \frac{M^{int} + M^{ext}}{xT \cdot M^{int} + M^{ext}} \tag{3.7}$$

$$T_{Pu}^{int} = xT \cdot T_{Pu}^{moy} \tag{3.8}$$

$$M_{Pu}^{ext} = M_{Pu}^{coeur} \cdot \frac{1}{1 + xM \cdot xT} \tag{3.9}$$

$$M_{Pu}^{int} = M_{Pu}^{coeur} \cdot \frac{xM \cdot xT}{1 + xM \cdot xT} \tag{3.10}$$

Une fois ces combustibles à tester obtenus, le modèle appelle un prédicteur dédié à la prédiction du k_{eff}. Ce prédicteur utilise un réseau de neurones de type perceptron multicouche produit à partir d'une base de génération. La comparaison du $k_{eff-DC}(pred)$ avec le $k_{eff-DC}(cible)$, permet de corriger la teneur fissile moyenne et la masse fissile totale. Par itération, le modèle ajuste donc les compositions des combustibles en fonction des critères cibles et du vecteur isotopique fissile à sa disposition. Pour initier le processus, la teneur moyenne de départ est prise égale à la teneur fissile maximale autorisée pour le réacteur à charger.

La figure (3.3) schématise le principe de fonctionnement du modèle de fabrication du combustible multizone à teneurs ajustées en plutonium, adapté au cas du réacteur de type ASTRID.

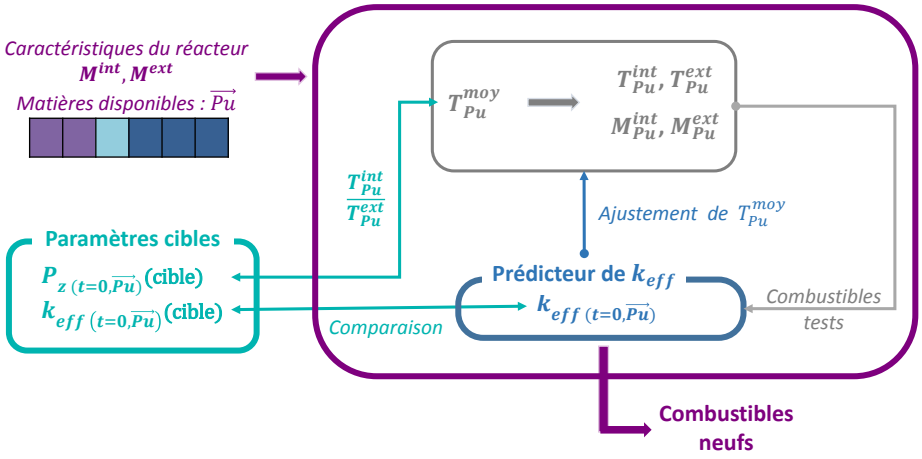


FIGURE 3.3 – Schéma de principe du fonctionnement du modèle de fabrication du combustible multizone à teneurs ajustées en plutonium, adapté au cas du réacteur de type ASTRID

Dans le cas du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium, les paramètres d'entrée des réseaux de neurones qui permettent la prédiction du k_{eff}, sont le temps et les compositions initiales des combustibles des zones fissiles du réacteur, c'est-à-dire un combustible initial pour le cœur interne et pour le cœur externe. Le choix arbitraire de conserver la composition du combustible de la zone fissile interne inférieure a été fait. La seconde composition initiale prise en compte par le perceptron multicouche est celle de la zone fissile externe. Par ailleurs, les combustibles chargés dans les zones fertiles, la plaque interne et les couvertures, sont toujours de l'uranium appauvri, de composition fixe. Ces zones ne sont donc pas considérées comme des variables pour le réseau. Pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, les paramètres d'entrée sont le temps et les deux compositions initiales des combustibles du réacteur, c'est-à-dire celles des zones fissile interne et fissile externe.

La figure (3.4) schématise la structure des perceptrons multicouches utilisés par le modèle de fabrication du combustible multizone à teneurs ajustées en plutonium et dédiés au concept de type ASTRID.

Par souci de simplification, dans la suite, le modèle de fabrication du combustible multizone à teneurs ajustées en plutonium est appelé modèle de fabrication du combustible multizone.

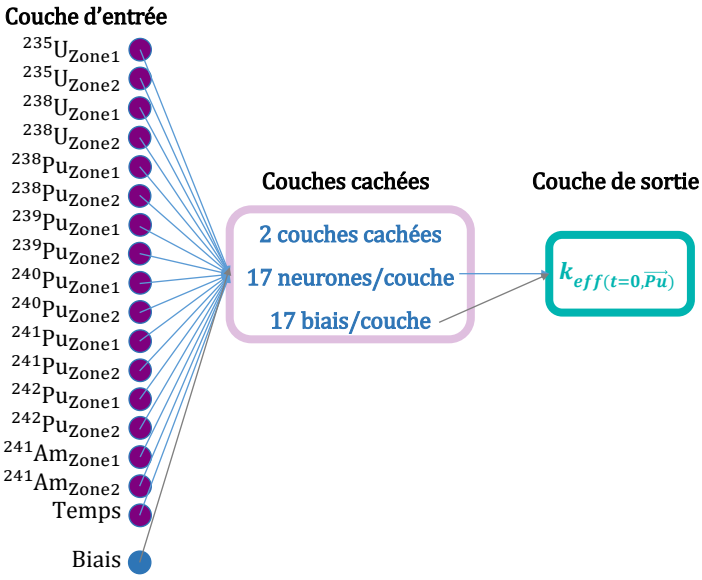


FIGURE 3.4 – Schéma de la structure des perceptrons multicouches utilisés par le modèle de fabrication du combustible multizone à teneurs ajustées en plutonium, adaptés au cas du réacteur de type ASTRID

3.3.2 Précision du prédicteur de coefficient multiplicateur

La précision des réseaux de neurones générés pour le prédicteur du coefficient multiplicateur des neutrons peut être quantifiée en utilisant les bases de vérification adéquates. Elles se composent, pour l'isogénérateur comme pour l'incinérateur, de 200 calculs cœur Monte-Carlo en évolution, réalisés avec le code VESTA. Comme pour les bases de génération, toutes les simulations ont des compositions initiales fissiles différentes, elles sont indépendantes de celles présentes dans les bases de génération. Pour chaque observable de sortie, l'écart relatif entre la valeur issue de chaque calcul d'évolution de la base de vérification et la prédiction du réseau de neurones peut être calculé, la valeur fournie par la base de vérification étant prise comme référence.

La déviation induite par le prédicteur, δk, peut être quantifiée pour chaque calcul par la formule (3.11), où,

- k_{eff}^{VESTA} représente la valeur du coefficient de multiplication extrait de la base de vérification
- k_{eff}^{pred} représente la valeur du coefficient de multiplication prédit par le perceptron associé au prédicteur

$$\delta k = \frac{k_{eff}^{VESTA} - k_{eff}^{pred}}{k_{eff}^{VESTA}} \tag{3.11}$$

La figure (3.5) présente les histogrammes des biais induits par le prédicteur sur l'estimation du k_{eff}, en début de cycle, pour le réacteur isogénérateur de plutonium et pour l'incinérateur de plutonium. Les écart-types de ces distributions sont respectivement de 89 pcm et de 127 pcm. Dans les deux cas, la déviation induite est supérieure d'un facteur 2 à 4 à l'incertitude statistique associée au k_{eff} dans les calculs d'évolution Monte-Carlo des couples de

bases de génération et de vérification utilisés ici, valant respectivement 17 pcm et 66 pcm, présentée dans le chapitre 2.

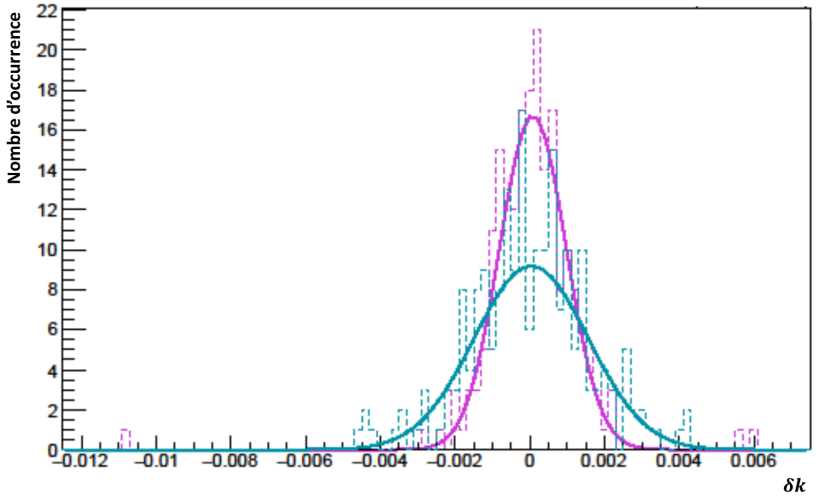


FIGURE 3.5 – Interpolation par une gaussienne des déviations induites à 0 $GW.j/t$ par le prédicteur de k_{eff} pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium en magenta et le concept incinérateur de plutonium en turquoise

La différence de précision entre les deux concepts est due au changement de statistique des calculs Monte-Carlo : la base de l'isogénérateur utilisée ici est plus précise que la base de l'incinérateur. L'incertitude numérique du prédicteur est considérée ici dans les deux cas, comme étant acceptable devant l'incertitude statistique de la base de génération que les perceptrons multicouches ont intégrée en phase d'apprentissage. Cette incertitude est supposée comparable à l'incertitude du calcul d'évolution de référence comme les statistiques Monte-Carlo sont identiques. Dans la suite, nous définissons l'incertitude des bases de données comme l'incertitude statistique liée aux calculs de chaque évolution constituant la dite base, en faisant l'hypothèse qu'elle ne dépend pas de la composition initiale.

3.3.3 Impact de la statistique de la base de génération

La figure (3.6) présente l'effet de la statistique de la base d'apprentissage sur la précision des prédicteurs de k_{eff} à 0 $GW.j/t$ en considérant la configuration isogénératrice de plutonium du réacteur de type ASTRID. L'écart-type de l'histogramme obtenu pour la faible statistique est de 133 pcm alors que pour la forte statistique il est de 89 pcm. La faible statistique de la base construite pour le concept isogénérateur est très proche de la statistique de la base du concept incinérateur, il est donc logique de trouver un ordre de grandeur similaire pour la précision de ces prédicteurs. La précision de la base de faible statistique est suffisante pour les performances des modèles de fabrication du combustible recherchées pour ce travail. La partie suivante montre que la base de forte statistique est, en revanche, requise pour le modèle d'irradiation multizone.

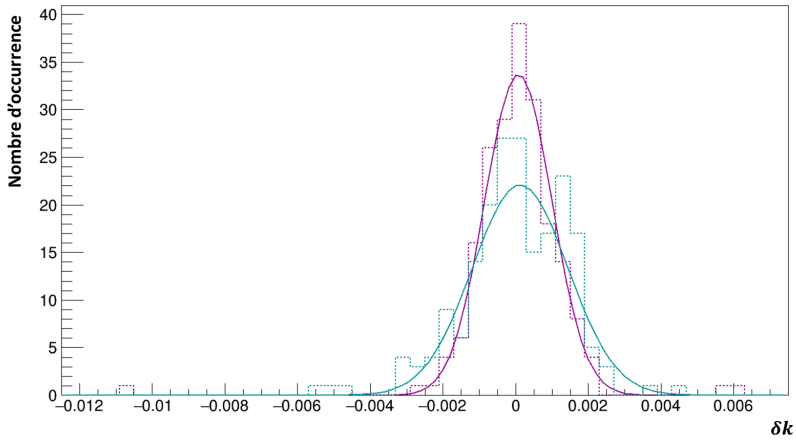


FIGURE 3.6 – Interpolation par une gaussienne des déviations induites à 0 $GW.j/t$ par le prédicteur de k_{eff} pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur construit avec la base de forte statistique en magenta et avec la base de faible statistique en turquoise.

3.3.4 Ce qu'il faut retenir sur le modèle de fabrication multizone

Quel que soit le concept du réacteur de type ASTRID considéré, la précision du prédicteur de k_{eff} en début de cycle est très satisfaisante car elle est du même ordre de grandeur que les incertitudes statistiques à $3{\cdot}\sigma$ des simulations Monte-Carlo. La précision globale du modèle dépend aussi de la précision avec laquelle la relation entre la puissance cible et le rapport des teneurs en plutonium est décrite.

3.4 Modèle d'irradiation multizone

3.4.1 Principe général

L'objectif du modèle d'irradiation multizone est de décrire l'évolution de la composition des combustibles d'un réacteur présentant un cœur actif hétérogène tout en gardant une discrétisation spatiale pendant l'irradiation [82][83]. L'évolution de la composition de chaque zone de combustible doit être simulée indépendamment tout en conservant les interactions ayant lieu entre elles.

Ces évolutions sont décrites par les équations de Bateman où les sections efficaces, le flux et les inventaires dépendent de la zone z considérée, comme le montre l'équation (3.12). Cette équation est une version discrétisée spatialement de l'équation (1.9).

$$\frac{dN_{i,z}}{dt} = -(\lambda_i + < \sigma_{i,t,z} > (t) \cdot \overline{\phi_z}(t))N_{i,z}(t) + \sum_{j \neq i}(\lambda_{j \to i} + < \sigma_{j \to i,z} > (t) \cdot \overline{\phi_z}(t))N_{j,z}(t) \quad (3.12)$$

Avec,

. $N_{x,z}$ le nombre de noyaux de l'isotope x dans la zone combustible z, en *atome*

. λ_x la constante de décroissance radioactive de l'isotope x, en s^{-1}

. $< \sigma_{x,r,z} >$ la section efficace moyenne de la réaction r pour l'isotope x dans la zone combustible z, en *barn*, sachant que dans le code CLASS, les réactions considérées sont

la fission, la capture et la réaction (n,2n)

. $\overline{\phi_z}$ le flux de neutrons total dans la zone combustible z, en $cm^{-2}.s^{-1}$

$\sigma_{x,r,z}$ et $\overline{\phi_z}$ sont des valeurs moyennes à l'échelle de la zone combustible considérée qui sont *a priori* inconnues et qui dépendent des inventaires de l'ensemble des zones.

Le flux de neutrons moyen dans la zone z est relié à P_z, la fraction de la puissance produite par la zone z, par la formule (3.13), sachant qu'au cours du temps, la somme des puissances moyennes produites par les z zones doit être maintenue égale à la puissance totale du réacteur, P_{tot}, avec l'équation (3.14).

$$\overline{\phi_z}(t) = \frac{P_z(t) \cdot P_{tot}}{\sum_i (\epsilon_i^{fis} \cdot < \sigma_{i,fis,z} > (t) \cdot N_{i,z}(t))} \tag{3.13}$$

$$\sum_z P_z(t) = 100 \tag{3.14}$$

Avec,

. ϵ_i^{fis} l'énergie moyenne libérée lors de la fission de l'isotope i

. $\sigma_{i,z}^{fis}$ la section efficace moyenne de fission pour l'isotope i dans la zone combustible z

Dans ce modèle multizone, les équations de Bateman sont résolues indépendamment pour les z zones. Les données, à déterminer à chaque pas de temps, sont donc les $\sigma_{x,r,z}$ et les $\overline{\phi_z}$ qui dépendent des compositions initiales de l'ensemble des combustibles. Ces données sont obtenues en faisant appel à des prédicteurs qui utilisent des réseaux de neurones, de type perceptron multicouche, générés à partir de la même base d'évolution que dans la partie (3.3).

Deux prédicteurs sont nécessaires pour utiliser le modèle d'irradiation multizone : le prédicteur de section efficace moyenne par zone, $\sigma_{i,r,z}$, et le prédicteur de flux moyen par zone, $\overline{\phi_z}$.

Le prédicteur de $\sigma_{i,r,z}$ comporte un perceptron multicouche par couple (isotope, réaction). Pour chaque couple, un réseau de neurones est donc capable de prédire $\sigma_{i,r,z}(t, \vec{Pu})$, valeur directement intégrée dans l'équation (3.12), où $\vec{Pu}$ représente les compositions isotopiques initiales de toutes les zones.

Le prédicteur de flux, $\overline{\phi_z}$, peut utiliser au choix deux perceptrons multicouches capables de prédire respectivement $\overline{\phi_z}(t, \vec{Pu})$ ou $P_z(t, \vec{Pu})$. Le choix de la prédiction de la fraction des puissances portée par chaque zone impose une étape intermédiaire pour le calcul du flux de chaque zone reposant sur l'équation (3.13). Par contre, comme les fractions des puissances, P_z, sont prédites simultanément, elles sont renormalisées pour assurer la conservation de la puissance totale du réacteur, équation (3.14). Lorsque le prédicteur direct de flux est utilisé, aucun contrôle de la somme des puissance par zone n'est fait.

La figure (3.7) schématise le principe de fonctionnement du modèle d'irradiation multizone.

Les paramètres d'entrée de ces réseaux de neurones sont toujours le temps, le numéro de la zone considérée et toutes les compositions initiales des zones combustibles du réacteur qui varient dans l'espace des phases. Comme l'ensemble des compositions initiales de chaque zone est pris en compte pour la prédiction de chaque valeur, les interactions entre les différentes zones au cours de l'irradiation sont bien simulées. En effet, même si la résolution des équations de Bateman est faite indépendamment pour chaque zone, les valeurs fournies par les prédicteurs dépendent de toutes les compositions initiales variables des combustibles. Nous avons choisi de considérer le numéro de la zone comme un paramètre d'entrée des réseaux afin

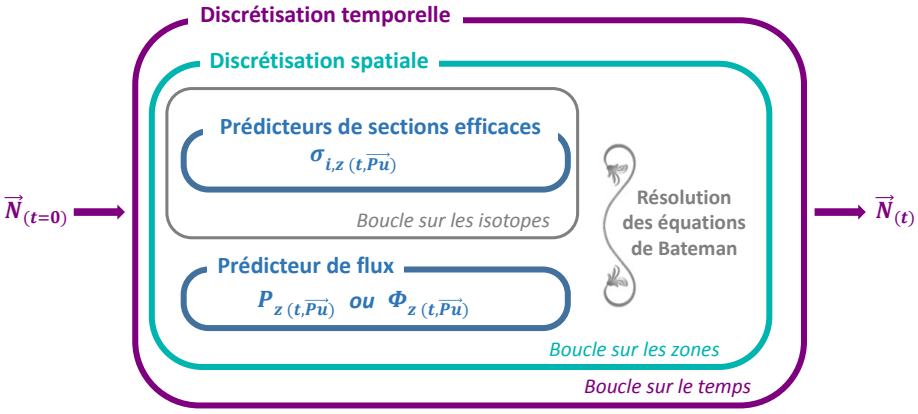


FIGURE 3.7 – Schéma de principe du fonctionnement du modèle d'irradiation multizone

de prédire chacune des grandeurs d'intérêt pour l'ensemble des zones avec un seul et même interpolateur.

Ensuite, la résolution temporelle des équations de Bateman multizones est effectuée de la même manière que pour les modèles monozones. Numériquement, les équations sont résolues par la méthode Runge Kutta d'ordre 4.

Cas du réacteur de type ASTRID

Pour la modélisation du concept ASTRID, les réseaux de neurones sont générés en utilisant les trois bases de génération présentées dans la partie (3.2). Rappelons que pour le concept isogénérateur de plutonium, deux bases sont étudiées, une dite de haute statistique et une dite de faible statistique. Pour le concept incinérateur de plutonium, une seule base est utilisée, elle est de faible statistique.

Les paramètres d'entrée des perceptrons multicouches (PMC) restent dans les deux cas le temps, le numéro de zone et les compositions fissile interne et fissile externe. En effet, les compositions initiales des fertiles ne sont pas amenées à varier et ne sont donc pas des variables pour le réseau. Naturellement, au cours de l'irradiation les compositions des combustibles chargés dans les zones fertiles évoluent.

La figure (3.8) schématise la structure des PMC utilisés par le modèle d'irradiation du combustible multizone, dédiés au concept ASTRID.

La précision de chacun des prédicteurs, de même que la précision globale du modèle, peuvent être quantifiées en utilisant la base de vérification adéquate, présentée dans la partie (3.2). Pour chaque observable de sortie, l'erreur relative entre la valeur issue de la base de vérification et la prédiction du modèle peut être calculée, la valeur fournie par la base étant prise comme référence. Dans la suite, nous allons étudier la précision des prédictions des sections efficaces, des flux, des puissances et des inventaires en fin de cycle.

3.4.2 Précision des prédicteurs de section efficace moyenne par zone

Le prédicteur de section efficace moyenne de fission, de capture ou de réaction (n,2n) prédit les sections efficaces, $\sigma_{i,r,z}$, en *barn*, dans toutes les zones combustibles et pour chaque couple (actinide, réaction). La déviation induite par chacun d'eux, $D\sigma_{i,r,z}$ peut être quantifiée par la

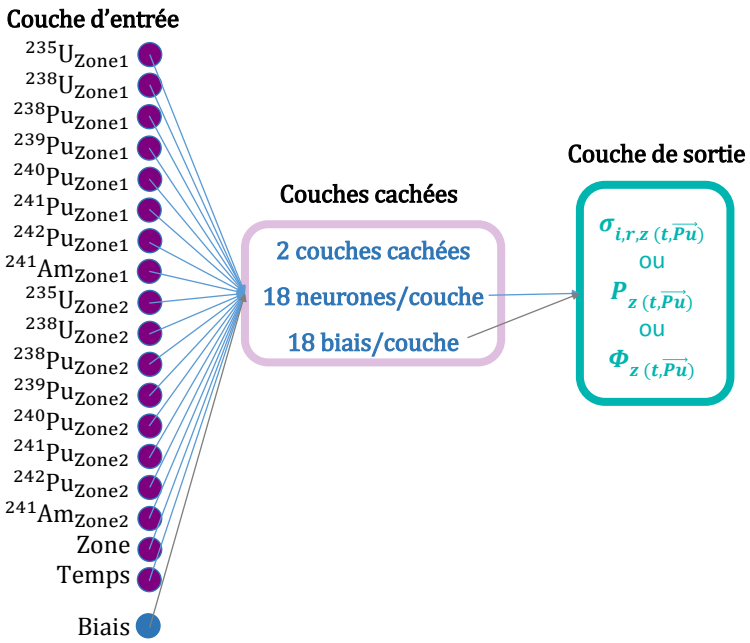


FIGURE 3.8 – Schéma de la structure des perceptrons multicouches utilisés par le modèle d'irradiation du combustible multizone, adaptés au cas du réacteur de type ASTRID

formule (3.15), où

- $\sigma_{i,r,z}^{VESTA}$ représente la section efficace moyenne pour la réaction r et l'isotope i dans la zone combustible z extraite de la base de vérification
- $\sigma_{i,r,z}^{pred}$ représente la section efficace moyenne prédite par le perceptron multicouche pour la réaction r et l'isotope i dans la zone combustible z

$$D\sigma_{i,r,z} = \left| \frac{\sigma_{i,r,z}^{VESTA} - \sigma_{i,r,z}^{pred}}{\sigma_{i,r,z}^{VESTA}} \right| \tag{3.15}$$

3.4.2.1 Exemple du ^{239}Pu

Dans cette sous-section, les déviations sont d'abord présentées pour le concept isogénérateur de plutonium avec la base de forte statistique puis pour le concept incinérateur.

Concept isogénérateur

La figure (3.9) montre la déviation induite par le PMC dans le cas de la fission du ^{239}Pu en fin de cycle, soit à 115,5 $GW.j/t$. Cette déviation, calculée avec la formule (3.15), compare la valeur prédite par le PMC d'observable de sortie $\sigma_{^{239}Pu,fis,z}$ et la valeur issue du calcul Monte-Carlo en évolution. Chaque couleur représente une zone combustible. Il y a donc 200 points pour chaque couleur, un point pour chaque simulation de la base de vérification. Rappelons que les sections efficaces sont toutes prédites ici par le même PMC.

La valeur des sections efficaces moyennes extraites de la base de vérification, en ordonnée sur la figure, diffère suivant la zone du combustible. Pour les zones fissiles et la plaque fertile interne, $\sigma_{^{239}Pu,fis,z}$ vaut en moyenne 1,78 ± 0,02 *barn*. Dans les couvertures fertiles, zone 4 et 6, les sections efficaces ont une valeur moyenne plus importante : 1,99 ± 0,04 *barn* dans la

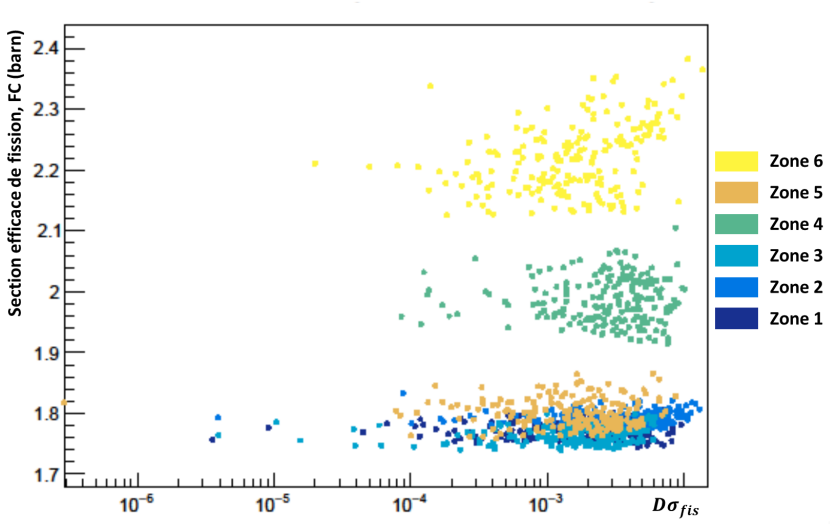


FIGURE 3.9 – Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre la section efficace moyenne de fission du ^{239}Pu issue de la base de vérification et la section efficace correspondante prédite par le perceptron multicouche, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

zone 4 et 2,22 ± 0,06 *barn* dans la zone 6. Ici, en fin de cycle, la plaque fertile interne, zone 2, est assimilable à une zone fissile puisque la valeur de sa section efficace de fission moyenne est comparable à celles des zones 1, 3 et 5. Nous observons donc que la section efficace moyenne dans les zones fissiles est plus faible que dans les couvertures fertiles. Cette différence traduit un spectre énergétique des neutrons plus rapide dans les zones fissiles que dans les couvertures fertiles.

Cet effet de spectre est illustré par la figure (3.10) avec en magenta le spectre de la couverture fertile externe (zone 6) et en bleu le spectre de la zone fissile interne supérieure (zone 1). Ces spectres sont obtenus en utilisant la composition de référence des combustibles présentée dans le chapitre 2.

Cette différence de spectre s'explique par le fait que les sections efficaces microscopiques d'absorption, $\sigma_{i,abs}$, des isotopes du plutonium sont largement supérieures à celle de l'uranium 238 notamment dans le domaine thermique. Or, dans les zones fertiles, le combustible se compose principalement d'uranium 238, les isotopes du plutonium y sont moins présents que dans les zones fissiles. Les neutrons thermiques sont donc plus absorbés dans les zones fissiles que dans les zones fertiles, ce qui conduit à un spectre plus dur dans ces zones.

Quelle que soit la zone combustible, la déviation moyenne induite par le PMC, visible en abscisse de la figure (3.9), est comprise entre 0,2% et 0,5%.

Pour les zones fissiles, la déviation induite par le PMC est entre 5 et 8 fois supérieure à l'incertitude statistique à $3{\cdot}\sigma$ des calculs Monte-Carlo en évolution. Pour la couverture fertile interne, l'incertitude statistique est cohérente avec la déviation induite. Par contre dans la couverture fertile externe, la déviation induite est inférieure à l'incertitude statistique Monte-Carlo. L'ensemble des biais et des incertitudes statistiques Monte-Carlo est présenté dans le tableau (3.4).

Nous remarquons que le biais relatif induit par le réseau de neurones est similaire dans toutes les zones combustibles, quelle que soit l'incertitude statistique du calcul Monte-Carlo.

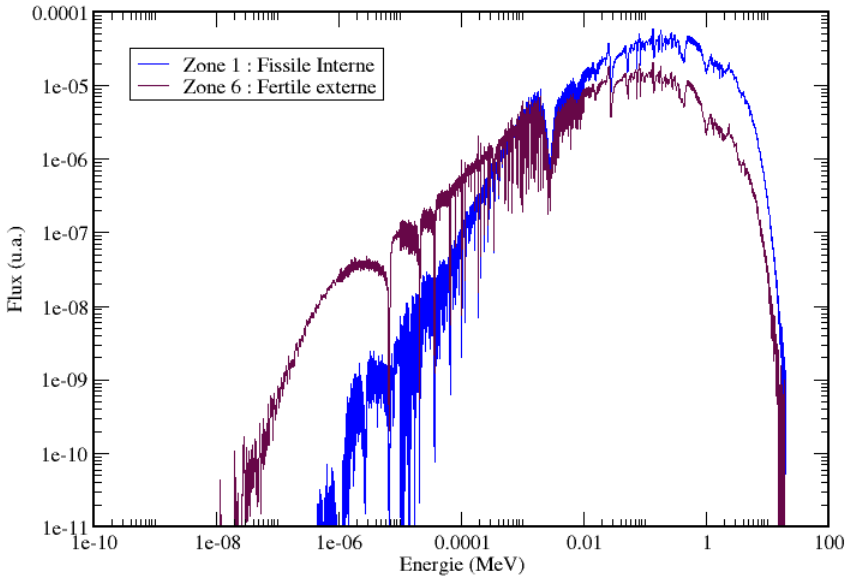


FIGURE 3.10 – Spectres en énergie des neutrons en début de cycle pour deux zones du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium chargé avec le combustible de référence : en magenta la couverture fertile externe et en bleu la zone fissile interne supérieure. Spectres obtenus à partir d'un calcul réalisé avec le code MCNP

Des observations similaires peuvent être faites dans le cas de la réaction de capture. La figure (3.11) (a) représente les déviations induites par le PMC sur la section efficace moyenne de capture du ^{239}Pu à 115,5 $GW.j/t$ en fonction de la zone combustible. Du fait des effets de spectre, la valeur moyenne de $\sigma_{^{239}Pu,cap,z}$, en ordonnée, est plus importante dans les couvertures fertiles : 0,73 ± 0,04 *barn* dans la zone 4 et 0,92 ± 0,05 *barn* dans la zone 6 que dans les autres zones combustibles où elle vaut environ 0,49 ± 0,03 *barn*. La déviation moyenne induite par le prédicteur sur $\sigma_{^{239}Pu,cap,z}$ est quasiment identique dans toutes les zones. Elle vaut en effet : 0,86% dans la zone 1, 0,52% dans la zone 2, 0,76% dans la zone 3, 0,65% dans la zone 4, 0,66% dans la zone 5 et 0,58% dans la zone 6.

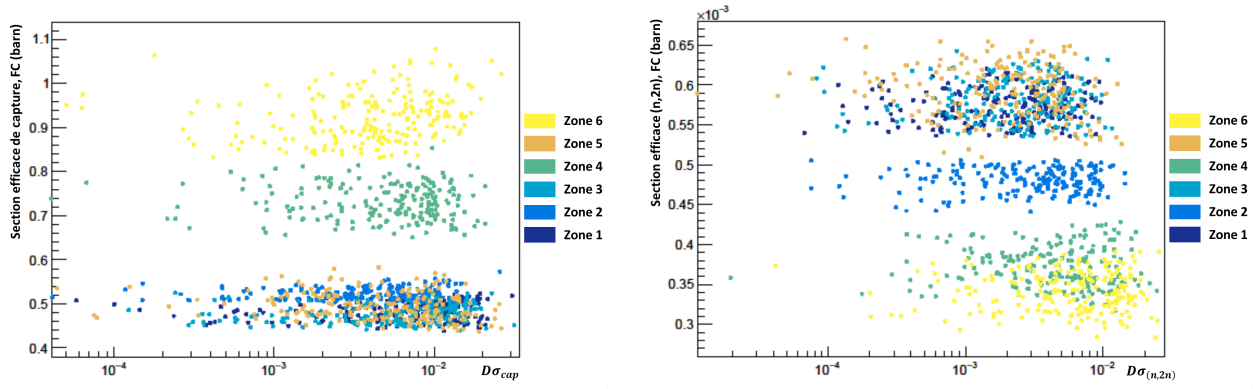
La figure (3.11) (b) montre la déviation induite par le PMC sur la prédiction de la section efficace moyenne par zone dans le cas de la réaction (n,2n) du ^{239}Pu en fin de cycle. Pour cette réaction, les effets de spectre conduisent à une hiérarchie des valeurs de sections efficaces différente selon les zones. Les valeurs des sections efficaces moyennes (n,2n) dans les zones fertiles sont inférieures aux valeurs dans les zones fissiles. Ainsi, les $\sigma_{^{239}Pu,(n,2n),z}$ valent en moyenne $0{,}58 \cdot 10^{-3} \pm 2{,}8 \cdot 10^{-5}$ *barn* dans les zones fissiles, $0{,}48 \cdot 10^{-3} \pm 1{,}5 \cdot 10^{-5}$ *barn* pour la plaque fertile interne et $0{,}36 \cdot 10^{-3} \pm 3{,}0 \cdot 10^{-5}$ *barn* dans les couvertures fertiles. Cette différence est due au fait que la réaction (n,2n) est une réaction à seuil en énergie cinétique des neutrons ; cette réaction n'intervient pas dans le domaine thermique.

Les déviations moyennes induites par le PMC sur $\sigma_{^{239}Pu,(n,2n),z}$ et les incertitudes typiques des calculs Monte-Carlo est présentée dans le tableau (3.5).

Remarquons tout d'abord que le biais induit par l'utilisation du réseau de neurones pour

Zone	1	2	3	4	5	6
Déviation moyenne	0,27%	0,46%	0,22%	0,36%	0,22%	0,23%
Incertitude statistique 1·σ	0,014%	0,018%	0,015%	0,039%	0,016%	0,084%

TABLE 3.4 – Écart relatif des déviations induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone et des incertitudes statistiques pour la fission du ^{239}Pu, à 115,5 $GW.j/t$, dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium



(a) Réaction de capture

(b) Réaction (n,2n)

FIGURE 3.11 – Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre la section efficace moyenne de capture ou (n,2n) du ^{239}Pu issue de la base de vérification et la section efficace correspondante prédite par le perceptron multicouche, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

la prédiction de $\sigma_{^{239}Pu,(n,2n),z}$ est compatible avec l'incertitude statistique à 1·σ d'un calcul Monte-Carlo. Cette incertitude statistique est beaucoup plus importante dans les zones fertiles que dans les zones fissiles car le nombre d'histoires de neutrons simulées dans ces zones est plus faible. Notons ensuite qu'il y a une corrélation entre la précision du réseau de neurones et l'incertitude statistique. Donc une amélioration de la base de génération associée au PMC dédié à l'observable $\sigma_{^{239}Pu,(n,2n),z}$ permettrait vraisemblablement de réduire les déviations moyennes observées dans les zones fertiles.

Zone	1	2	3	4	5	6
Déviation moyenne	0,27%	0,41%	0,31%	0,60%	0,30%	0,78%
Incertitude statistique $1{\cdot}\sigma$	0,32%	0,43%	0,35%	0,57%	0,31%	1,1%

TABLE 3.5 – Écart relatif des déviations induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone et des incertitudes statistiques pour la réaction (n,2n) du ^{239}Pu, à 115,5 $GW.j/t$, dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

Concept incinérateur

Les déviations induites par les PMC sur les sections efficaces moyennes par zone de fission, capture et de la réaction (n,2n) du ^{239}Pu dans le cas du réacteur incinérateur de plutonium à 100 $GW.j/t$ sont évaluées de la même façon que dans le cas du réacteur isogénérateur.

La figure (3.12) illustre le cas de la réaction de fission. Pour ce réacteur, il y a seulement deux zones fissiles et il y a peu d'effet de spectre entre ces deux zones combustibles. La valeur moyenne de cette section efficace de fission est donc de 1,79 ± 0,04 *barn* et le biais moyen induit par le PMC est de 0,053%, tout à fait compatible avec l'incertitude statistique du calcul Monte-Carlo.

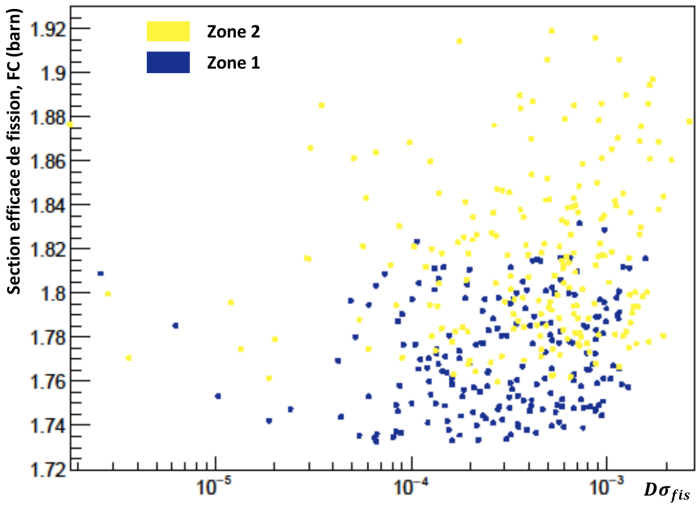


FIGURE 3.12 – Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre la section efficace moyenne de fission du ^{239}Pu issue de la base de vérification et la section efficace correspondante prédite par le perceptron multicouche, à 100 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium

Pour la capture et la réaction (n,2n), les déviations moyennes valent respectivement 0,21% et 1%. Comme pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium, les biais dans le cas de la réaction (n,2n) sont plus importants et leur diminution serait possible via une augmentation de la statistique de la base de génération du PMC.

Quel que soit le mode de fonctionnement du réacteur ASTRID et la réaction considérée,

la déviation maximale observée pour le prédicteur de sections efficaces dans le cas du ^{239}Pu est inférieure à 3,5%, ce qui est très satisfaisant compte tenu du gain de temps considérable permis par l'utilisation de ce prédicteur. Dans le cas de la fission du ^{239}Pu, l'erreur maximale reste inférieure à 1,5%. Ce faible biais est d'autant plus important que la section efficace de fission intervient doublement dans la résolution des équations de Bateman : directement dans l'équation (3.12) mais potentiellement dans le calcul du flux, équation (3.13), si le prédicteur de flux utilise le PMC qui estime P_z.

3.4.2.2 Impact de la statistique de la base de génération pour le concept isogénérateur

Cette section présente l'impact de la statistique des calculs Monte-Carlo constituant la base de génération sur les déviations induites par le prédicteur de $\sigma_{i,r,z}$ pour le ^{239}Pu. Par souci de simplification, les résultats présentés ici concernent seulement la zone fissile interne supérieure (zone 1) et la couverture fertile externe (zone 6) du concept isogénérateur de plutonium. Les deux couples de bases associés à ce concept, et présentés dans la partie (3.2), sont utilisés.

Le tableau (3.6) récapitule les résultats obtenus.

		Déviation - Forte statistique		Déviation - Faible statistique	
		Moyenne	Maximale observée	Moyenne	Maximale observée
Fission	Zone 1	0,27%	0,96%	0,23%	1,0%
	Zone 6	0,23%	1,4%	0,73%	1,9%
Capture	Zone 1	0,86%	3%	0,68%	2,2%
	Zone 6	0,58%	2,6%	1,6%	4,4%
(n,2n)	Zone 1	0,27%	0,97%	1,4%	6,0%
	Zone 6	0,78%	2,5%	4,6%	15%

TABLE 3.6 – Déviations induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone pour le ^{239}Pu dans la zone fissile interne supérieure (zone 1) et la couverture fertile externe (zone 6), à 115,5 $GW.j/t$. Ces résultats utilisent les couples de bases haute et faible statistique Monte-Carlo du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

La statistique Monte-Carlo de la base de génération n'a pas d'impact sur les déviations induites par les PMC associés aux réactions de fission et de capture du ^{239}Pu dans la zone fissile supérieure. Par contre, l'amélioration induite par l'augmentation de statistique des calculs Monte-Carlo est nettement visible pour la couverture fertile externe. Pour une même statistique Monte-Carlo globale, la statistique locale dans les couvertures fertiles est inférieure à celle des zones fissiles. Lorsque la base de faible statistique est considérée, le nombre d'histoires de neutrons simulées dans les zones fissiles est suffisant pour que la prédiction des réseaux de neurones pour la fission et la capture soit satisfaisante, ce qui n'est pas le cas dans les zones fertiles.

Comme la réaction (n,2n) est une réaction à seuil, la base de faible statistique n'est pas suffisamment précise pour prédire les sections efficaces moyennes quelle que soit la zone.

L'utilisation de la base de forte statistique pour la génération des réseaux de neurones implique un gain d'un facteur 3 environ sur la précision de la prédiction des sections efficaces de capture et de fission dans la couverture fertile et un gain d'un facteur 5,5 environ sur les sections efficaces (n,2n) quelle que soit la zone.

3.4.2.3 Autres actinides

Le modèle d'irradiation multizone a pour objectif de décrire précisément l'évolution des inventaires de tous les actinides. Cette partie présente les biais induits par le prédicteur de section efficace sur les $\sigma_{i,r,z}$ des principaux actinides, tous isotopes et toutes zones combustibles confondus. Les résultats sont d'abord présentés pour le concept isogénérateur de plutonium avec la base de forte statistique dans le tableau (3.7) puis pour le concept incinérateur dans le tableau (3.8).

Le tableau (3.7) présente les déviations moyennes induites par les différents PMC sur les sections efficaces moyennes de fission, de capture et (n,2n) pour chaque actinide, en fin de cycle. Les déviations sont calculées pour tous les isotopes de chaque élément et il a été vérifié que les biais par isotope sont compatibles.

Pour la réaction de fission, les déviations moyennes induites sont du même ordre de grandeur que celles observées dans le cas du ^{239}Pu, c'est-à-dire environ 0,2%. Pour la réaction de capture, la déviation induite moyenne est de 0,6% pour le plutonium ce qui est cohérent avec l'exemple du ^{239}Pu détaillé dans la sous-section précédente. Nous remarquons que ce biais est encore plus faible pour les autres actinides. Dans le cas de la réaction (n,2n), les déviations moyennes, plus importantes, s'expliquent par un effet de statistique des calculs Monte-Carlo.

	Uranium	Plutonium	Américium	Curium
Réaction de fission	0,24%	0,21%	0,23%	0,17%
Réaction de capture	0,48%	0,63%	0,34%	0,47%
Réaction (n,2n)	0,65%	0,68%	0,56%	0,69%

TABLE 3.7 – Déviations moyennes induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone pour les principaux actinides à 115,5 $GW.j/t$, dans le cas du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

L'ordre de grandeur des déviations moyennes induites sur les principaux actinides par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone est similaire dans le cas du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium. Le tableau (3.8) récapitule les biais obtenus pour ce concept. Dans le cas de la réaction (n,2n), les biais moyens induits sont beaucoup plus importants que pour la fission et la capture et bien supérieurs aux déviations moyennes observées sur les $\sigma_{i,(n,2n),z}$ pour le concept isogénérateur de plutonium. Ceci est dû à la fois à la présence d'un seuil pour la réaction (n,2n) et à la statistique plus faible des calculs Monte-Carlo de la base de génération des réseaux de neurones associés à ce concept.

3.4.2.4 Ce qu'il faut retenir sur le prédicteur de section efficace moyenne

Nous avons utilisé deux bases d'évolution Monte-Carlo pour générer des réseaux de neurones utilisés par les prédicteurs de sections efficaces moyennes par zone, une base pour chaque

	Uranium	Plutonium	Américium	Curium
Réaction de fission	0,12%	0,14%	0,11%	0,12%
Réaction de capture	0,32%	0,30%	0,13%	0,61%
Réaction (n,2n)	1,28%	1,30%	1,10%	1,30%

TABLE 3.8 – Déviations moyennes induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone pour les principaux actinides à 100 $GW.j/t$, dans le cas du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium

concept étudié du concept de réacteur ASTRID. La présence de couvertures fertiles dans le concept isogénérateur de plutonium du concept de type ASTRID impose une statistique Monte-Carlo plus importante que pour le concept incinérateur. Dans ce cas, les déviations moyennes induites des réactions sans seuil en énergie des neutrons, *i.e.* les captures et les fissions des noyaux fissiles, sont inférieures à 0,7% quels que soient l'actinide et la zone considérée. La déviation moyenne maximale observée concerne la réaction (n,2n) pour le concept incinérateur et avoisine les 1,3%.

Compte tenu du gain de temps permis par l'utilisation des réseaux de neurones par rapport aux simulations Monte-Carlo en évolution et sachant que ce modèle multizone est utilisé pour des études de scénarios d'évolution de parcs électronucléaires, les déviations sont jugées satisfaisantes.

Les sections efficaces, $\sigma_{i,r,z}$, nécessaires pour la résolution des équations de Bateman, équation (3.12), sont effectivement peu biaisées. La section suivante, section (3.4.3), analyse la précision de l'estimation du flux moyen par zone, seconde grandeur nécessaire à la simulation de l'évolution. Les sections (3.4.4) et (3.4.5) présentent comment les biais du flux et des sections efficaces se propagent pendant l'évolution en calculant la précision des inventaires en fin d'irradiation.

3.4.3 Précision du prédicteur de flux moyen par zone

Lors de l'utilisation du modèle d'irradiation multizone, un second type de prédicteur est nécessaire afin de déterminer le flux moyen par zone $\overline{\phi_z}$. Deux choix s'offrent à l'utilisateur, soit le prédicteur utilise un PMC prédisant directement le flux moyen par zone, soit il appelle un PMC estimant la fraction de puissance portée par zone. Avec le réseau de neurones d'observable de sortie $\overline{\phi_z}(t, \vec{Pu})$, le flux moyen est prédit en $cm^{-2}.s^{-1}$ pour chaque zone combustible ; le réseau de neurones d'observable de sortie la valeur de la fraction de puissance moyenne, $P_z(t, \vec{Pu})$, est donnée en pourcentage de la puissance totale du réacteur. Avec le réseau ayant pour observable de sortie la puissance par zone, $\overline{\phi_z}$ est calculé à partir de P_z grâce à l'équation (3.13). Les déviations induites par ces deux PMC, respectivement DF_z et DP_z, peuvent être quantifiées par les formules (3.16) et (3.17), où,

. X_z^{VESTA} représente la valeur du flux moyen ou de la fraction de puissance moyenne dans la zone combustible z extraite de la base de vérification

. X_z^{pred} représente la valeur du flux moyen ou de la fraction de puissance moyenne dans la zone combustible z prédite par le perceptron multicouche correspondant

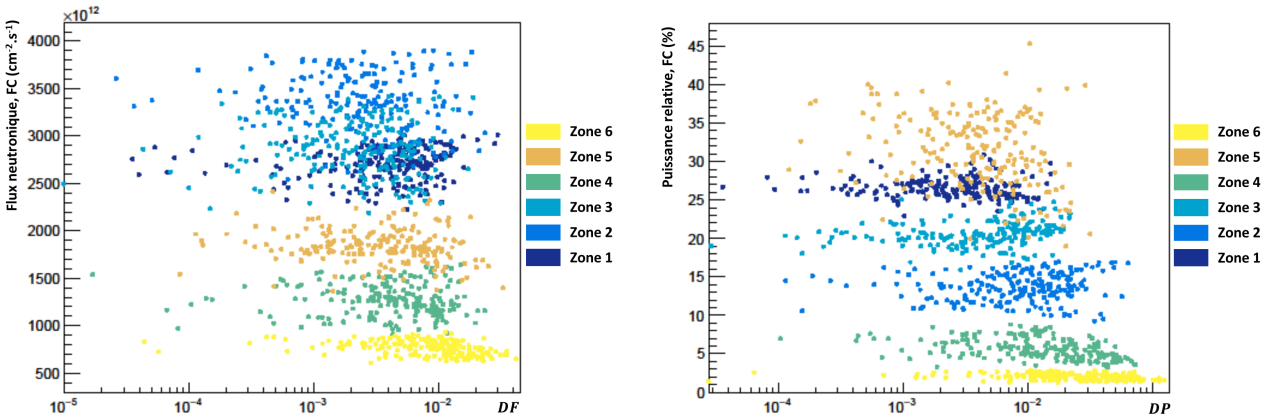
$$DF_z = \left| \frac{F_z^{VESTA} - F_z^{pred}}{F_z^{VESTA}} \right| \tag{3.16}$$

$$DP_z = \left| \frac{P_z^{VESTA} - P_z^{pred}}{P_z^{VESTA}} \right| \tag{3.17}$$

3.4.3.1 Comparaison entre la prédiction de $\overline{\phi_z}$ et de P_z

Concept isogénérateur

Pour chaque zone combustible du réacteur isogénérateur de plutonium, en fin de cycle, les figures (3.13) (a) et (b) présentent respectivement la déviation induite par le PMC d'observable de sortie $\overline{\phi_z}$ puis P_z ; chacune en fonction de la valeur de référence issue de la base de vérification. Chaque couleur décrit une zone combustible, il y a donc 200 points pour chacune des zones, ces 200 points correspondant aux 200 simulations Monte-Carlo de la base de vérification.



(a) Flux moyen

(b) Puissance moyenne

FIGURE 3.13 – Déviations induites, pour chaque zone combustible, par le prédicteur de flux moyen, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

La figure (3.13) (a) montre qu'en fin de cycle, la plaque fertile interne est la zone combustible où le flux neutronique est le plus important dans le réacteur, soit environ quatre fois plus élevé que dans la couverture fertile externe. En début de cycle, ces deux zones sont pourtant chargées avec le même combustible mais au fur et à mesure de l'irradiation, la composition du combustible de la plaque fertile interne, entourée de zones fissiles, s'enrichit fortement en noyaux fissiles.

Par contre, en pourcentage de la puissance totale du réacteur, en fin de cycle, c'est la zone fissile externe qui produit le plus de puissance, comme l'illustre la figure (3.13) (b). En moyenne, la zone 5 produit 31,5 ± 4,7% de P_{tot}, à l'inverse, la couverture fertile externe fournit en moyenne 2,0 ± 0,39% de P_{tot}. Le volume de la zone 5 est, en effet, le plus important, environ trois fois plus grand que celui des zones 4 ou 6.

Par ailleurs, les déviations moyennes par zone, dans le cas de la prédiction directe de $\overline{\phi_z}$, figure (3.13) (a), sont de : 0,56% dans la zone 1, 0,40% dans la zone 2, 0,33% dans la zone 3, 0,58% dans la zone 4, 0,53% dans la zone 5 et 1,1% dans la zone 6. Ces valeurs sont

Zone	1	2	3	4	5	6
Déviation moyenne	0,56%	0,40%	0,33%	0,58%	0,53%	1,1%
Incertitude statistique $1{\cdot}\sigma$	0,14%	0,12%	0,15%	0,19%	0,22%	0,27%

TABLE 3.9 – Écart relatif entre les déviations induites par le perceptron multicouche de sortie, le flux moyen par zone, et les incertitudes statistiques associées, à 115,5 $GW.j/t$, dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

cohérentes avec l'incertitude statistique à $1{\cdot}\sigma$ de la base de génération, valeurs présentées dans le tableau (3.9).

Comme lorsque le flux est prédit directement, lorsqu'il est calculé à partir de P_z, figure (3.13) (b), les déviations induites maximales et moyennes sont plus marquées dans les zones fertiles que dans les zones fissiles. Les déviations moyennes et maximales par zone valent respectivement : 0,36% et 1,5% dans la zone 1, 1,25% et 6% dans la zone 2, 0,66% et 2,2% dans la zone 3, 1,90% et 7% dans la zone 4, 0,60% et 3% dans la zone 5 et 3,30% et 12% dans la zone 6. Dans les zones fertiles, ces erreurs sont dominantes d'un facteur 4 à 5 par rapport aux incertitudes statistiques Monte-Carlo à $1{\cdot}\sigma$ de la base de génération, valeurs présentées dans le tableau (3.10). Dans les zones fertiles, c'est pourtant en fin de cycle que le prédicteur de puissance est le plus précis. En effet, la déviation peut atteindre 100% en début de cycle dans ces zones. A l'inverse, dans les zones fissiles, l'erreur est minimale en début de cycle, sous les un pourcent.

Zone	1	2	3	4	5	6
Déviation moyenne	0,36%	1,25%	0,66%	1,9%	0,60%	3,3%
Incertitude statistique $1{\cdot}\sigma$	0,14%	0,13%	0,15%	0,20%	0,22%	0,30%

TABLE 3.10 – Écart relatif entre les déviations induites par le perceptron multicouche de sortie, la fraction de la puissance moyenne par zone, et les incertitudes statistiques associées, à 115,5 $GW.j/t$, dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

Concept incinérateur

Dans le cas du réacteur incinérateur de plutonium, l'impact des zones fertiles sur la déviation maximale induite par les PMC est gommé, le réacteur n'ayant que deux zones fissiles. La figure (3.14) présente, pour les deux zones combustibles, à 100 $GW.j/t$, la déviation induite par le PMC d'observable de sortie P_z. Ainsi, en fin de cycle, la déviation maximale observée sur P_z est de 2,5%, celle observée sur $\overline{\phi_z}$ étant de 3,3%. Ces valeurs sont cohérentes avec celles calculées pour les zones fissiles du réacteur isogénérateur. Les erreurs moyennes valent réciproquement dans le cas de la puissance moyenne et du flux moyen, 0,45% et 0,62%. Ces erreurs sont en adéquation avec les incertitudes statistiques Monte-Carlo estimées de l'ordre de 0,5% à $1{\cdot}\sigma$.

Par ailleurs, la figure (3.14) illustre le relatif équilibre entre les puissances fournies par les deux zones fissiles ; la puissance moyenne produite, calculée à partir de la base de vérification, étant de 57.3 ± 9,17% dans la zone 1 et de 42,7 ± 9,17% dans la zone 2.

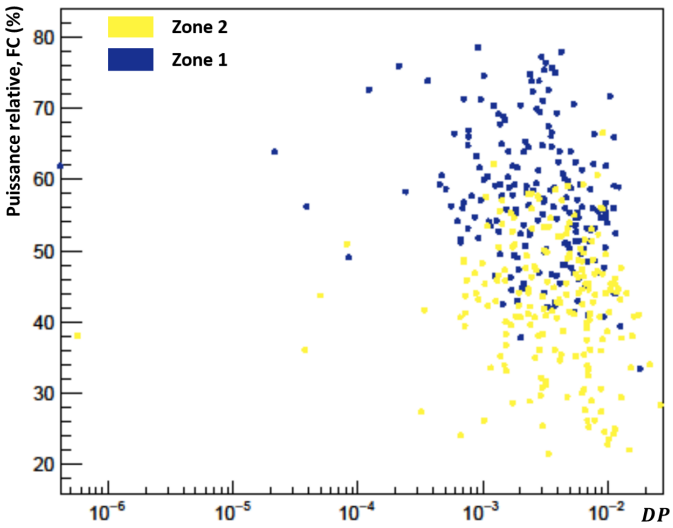


FIGURE 3.14 – Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre la puissance moyenne extraite de la base de vérification et la puissance correspondante prédite par le perceptron multicouche d'observable de sortie $P_z(t)$, à 100 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium

Lors de la simulation d'un réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium avec le code CLASS, le choix du PMC appelé par le prédicteur de flux moyen a un impact négligeable sur la précision du flux estimé.

3.4.3.2 Impact de la statistique de la base de génération pour le concept isogénérateur

Cette section présente l'impact de la statistique des calculs Monte-Carlo constituant la base de génération sur les déviations induites par le prédicteur de flux moyen par zone, en fin de cycle. Les deux couples de bases associées à au concept isogénérateur, présentées dans la partie (3.2), sont utilisés. Cette sous-section compare les résultats obtenus avec les couples de bases faible et haute statistique Monte-Carlo pour la zone fissile interne supérieure (zone 1) et la couverture fertile externe (zone 6).

Le tableau (3.11) récapitule les résultats obtenus.

Comme pour le prédicteur de sections efficaces moyennes, les déviations induites par le prédicteur de flux moyen sont fortement influencées par la diminution de la statistique de la base de génération. Suivant l'observable de sortie du PMC utilisé et la zone considérée, les déviations moyennes et maximales observées sont impactées d'un facteur 1,5 à 5.

En particulier, la déviation moyenne induite sur la puissance moyenne dans la couverture fertile externe approche les 10%, la déviation maximale supérieure à 30% est très élevée. Ces erreurs très importantes se répercutent sur les calculs du flux décrit par l'équation (3.13) et donc *in fine* sur les compositions estimées dans ces zones.

		Déviation - Forte statistique		Déviation - Faible statistique	
		Moyenne	Maximale observée	Moyenne	Maximale observée
Flux	Zone 1	0,56%	3%	1,0%	4,4%
	Zone 6	1,10%	4,3%	2,5%	10,6%
Puissance	Zone 1	0,36%	1,5%	1,4%	7,6%
	Zone 6	3,30%	12%	7,1%	32%

TABLE 3.11 – Déviations induites par le prédicteur de flux moyen par zone, dans la zone fissile interne supérieure (zone 1) et la couverture fertile externe (zone 6), à 115,5 $GW.j/t$ résultats utilisant les couples de bases haute et faible statistique Monte-Carlo du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

3.4.3.3 Ce qu'il faut retenir sur le prédicteur de flux moyen

Comme dans le cas du prédicteur de sections efficaces moyennes, nous avons utilisé deux bases d'évolution Monte-Carlo, une pour chaque concept du réacteur type ASTRID, pour générer des réseaux de neurones estimant le flux moyen et la puissance moyenne par zone.

L'effet sur la statistique Monte-Carlo de la présence de couvertures fertiles dans le concept isogénérateur de plutonium est le même que pour le prédicteur de sections efficaces moyennes : plus de neutrons doivent être simulés dans ce cas, en comparaison avec le concept incinérateur. En outre, lorsque le PMC d'observable de sortie P_z est utilisé, l'impact de la statistique des calculs d'évolution sur les déviations moyennes dans les zones fertiles est beaucoup plus important que lorsque $\overline{\phi_z}$ est directement prédit. Un gain de précision d'un facteur 3 environ est observé si $\overline{\phi_z}$ est directement estimé par le réseau de neurones associé au concept isogénérateur de plutonium.

Les effets induits par la présence de zones fertiles dans le concept isogénérateur et l'impact de la prédiction directe ou non du flux moyen par zone dans les dites zones devraient se répercuter sur la précision des inventaires. En effet, les flux, $\overline{\phi_z}$, et les sections efficaces, $\sigma_{i,r,z}$, permettent de résoudre les équations de Bateman, équation (3.12). Ainsi, de la même façon que précédemment, les sections (3.4.4) et (3.4.5) présentent l'estimation de la précision du modèle d'irradiation multizone. Ces études sont faites sur les inventaires en fin d'irradiation pour les deux concepts du réacteur ASTRID, et inclut donc les biais apportés par les prédicteurs et la résolution numérique des équations de Bateman.

3.4.4 Précision globale du modèle d'irradiation multizone sur les inventaires par zone

Une fois les déviations induites par chacun des prédicteurs quantifiées, la précision du modèle d'irradiation multizone peut être estimée en regardant d'une part la variation induite par le modèle sur les inventaires par zone et d'autre part la variation induite sur les inventaires globaux, c'est-à-dire les inventaires à l'échelle du cœur complet. Cette dernière fait l'objet de la section suivante.

Les valeurs de référence sont extraites des simulations Monte-Carlo réalisées avec le code VESTA. Les valeurs du modèle font appel au code CLASS et donc à la fois aux prédicteurs

de sections efficaces moyennes et aux prédicteurs de flux moyens par zone, présentés dans les sections précédentes. Dans le cas des inventaires locaux, la valeur de référence pour l'isotope i dans la zone z, $N_{i,zone}$, est calculée par la formule (3.18), elle représente la quantité $N_{i,z}$ pondérée par le nombre total de noyaux dans la zone. La déviation induite par le modèle sur l'estimation de l'inventaire en noyau i dans la zone z, $DN_{i,z}$, est calculée à partir de l'équation (3.19).

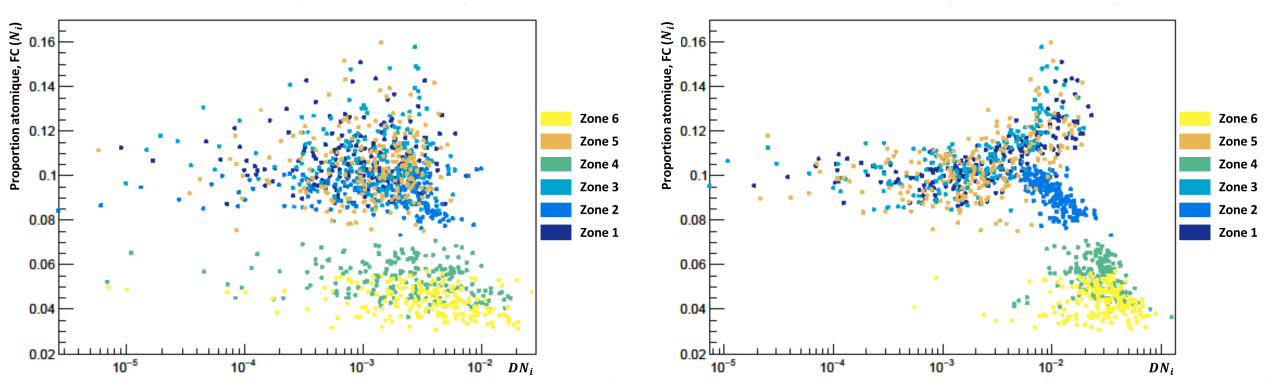
$$N_{i,zone} = \frac{N_{i,z}}{\sum_j N_{j,z}} \tag{3.18}$$

$$DN_{i,z} = \left| \frac{N_{i,z}^{VESTA} - N_{i,z}^{CLASS}}{N_{i,z}^{VESTA}} \right| \tag{3.19}$$

Les sous-sections (3.4.4.1), (3.4.4.2), (3.4.4.3), quantifient les déviations induites, en fin de cycle, par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires isotopiques par zone pour les concepts du réacteur de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium. Ces sous-sections étudient dans un premier temps, les erreurs induites sur les inventaires en plutonium 239, puis, dans un deuxième temps, l'impact de la statistique de la base de génération, enfin, dans un troisième temps, le cas des principaux actinides.

3.4.4.1 Exemple du ^{239}Pu

Concept isogénérateur



(a) Flux moyen

(b) Puissance moyenne

FIGURE 3.15 – Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre l'inventaire en ^{239}Pu extrait de la base de vérification et l'inventaire correspondant estimé par le modèle d'irradiation multizone, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

Les figures (3.15) (a) et (b) représentent les biais induits par l'utilisation du modèle d'irradiation observés sur l'inventaire en plutonium 239, en fin de cycle, en fonction de la quantité de cet isotope à cet instant et en fonction de la zone (en couleur) avec l'utilisation du PMC prédisant le flux en figure (a) et avec l'utilisation du PMC calculant la fraction de puissance de la zone en figure (b). Ces figures montrent que la proportion de ^{239}Pu, à 115,5 $GW.j/t$, dans les couvertures fertiles est beaucoup plus faible que dans les autres zones combustibles, la plaque fertile interne étant assimilable à une zone fissile. Dans les deux cas, les déviations induites sur les inventaires finaux par le modèle sont dominantes dans les couvertures fertiles.

Par ailleurs, l'effet du choix du PMC appelé par le prédicteur de flux moyen et dans une moindre mesure la répercussion des incertitudes sur la prédiction de $\sigma_{^{239}Pu,(n,2n),z}$, est visible sur les déviations moyennes. Ainsi, la déviation moyenne, lorsque le modèle d'irradiation multizone utilise le PMC prédisant le flux, $\overline{\phi_z}$, est de : 0,14% dans la zone 1, 0,23% dans la zone 2, 0,16% dans la zone 3, 0,38% dans la zone 4, 0,16% dans la zone 5 et 0,52% dans la zone 6. Lorsque le modèle d'irradiation multizone utilise le PMC prédisant la fraction de puissance, P_z, elle est de : 0,49% dans la zone 1, 1,1% dans la zone 2, 0,36% dans la zone 3, 2,9% dans la zone 4, 0,39% dans la zone 5 et 3,2% dans la zone 6. Ces dernières sont environ trois fois plus importantes dans les zones fissiles et la plaque fertile et six fois plus élevées dans les couvertures fertiles que les déviations moyennes observées lors de l'estimation directe du flux. Cette différence est la répercussion de ce même constat à l'échelle du prédicteur de flux moyen lorsque la précision des PMC est comparée, sous-section (3.4.3.1).

Dans tous les cas, les déviations induites sont plus importantes que les incertitudes statistiques Monte-Carlo sur les inventaires en ^{239}Pu de la base utilisée pour générer les PMC, comme le montre le tableau (3.12).

Zone	1	2	3	4	5	6
Déviation moyenne Prédiction de $\overline{\phi_z}$	0,14%	0,23%	0,16%	0,38%	0,16%	0,52%
Déviation moyenne Prédiction de P_z	0,49%	1,1%	0,36%	2,9%	0,39%	3,2%
Incertitude statistique $1{\cdot}\sigma$	0,0011%	0,011%	0,013%	0,038%	0,010%	0,053%

TABLE 3.12 – Écart relatif entre les déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires par zone en plutonium 239 et les incertitudes statistiques associées, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

Concept incinérateur

Pour le concept incinérateur de plutonium, les déviations induites par le modèle, en fin de cycle, sont très proches quel que soit le PMC appelé par le prédicteur de flux moyen, comme le montre le tableau (3.13). Le réacteur incinérateur, ayant seulement des zones fissiles de volume proche, c'est-à-dire une proportion en ^{239}Pu non négligeable et une statistique Monte-Carlo associée à la base de génération suffisante, les erreurs par zone sont semblables et relativement faibles.

La figure (3.16) montre, en fin de cycle, les déviations induites dans la zone fissile interne sur les inventaires en ^{239}Pu par le modèle d'irradiation multizone, en fonction de sa proportion isotopique dans cette zone et de la teneur en plutonium dans cette zone. Cette figure est tracée lorsque le prédicteur de flux moyen par zone appelle le PMC d'observable de sortie P_z. L'allure de cette figure pose question. Lorsque la teneur en plutonium dans la zone fissile interne est minimale ou maximale, la déviation induite par le modèle est maximale ; par contre si la teneur est moyenne dans son espace de variation, la déviation induite est minimale. En considérant les résultats obtenus dans les mêmes conditions mais avec le PMC d'observable de sortie $\overline{\phi_z}$, le même phénomène est observé. La teneur en plutonium dans le réacteur incinérateur de plutonium a donc un rôle important sur la précision du modèle.

	Zone 1	Zone 2
Déviation moyenne Prédiction de $\overline{\phi_z}$	0,77%	0,72%
Déviation moyenne Prédiction de P_z	0,67%	0,76%
Incertitude statistique $1{\cdot}\sigma$	5,9%	6,7%

TABLE 3.13 – Écart relatif entre les déviations moyennes induites sur les inventaires en ^{239}Pu par le modèle d'irradiation multizone et les incertitudes statistiques associées, à 100 $GW.j/t$, dans les zones fissiles du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium

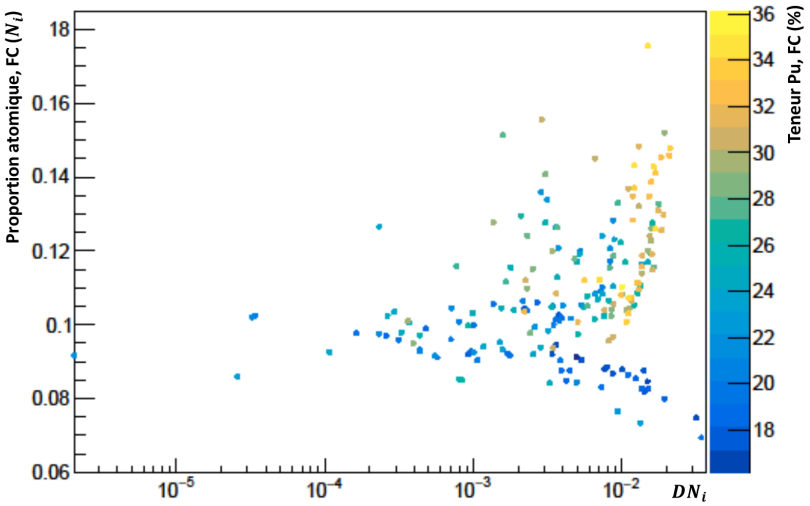


FIGURE 3.16 – Écart relatif, pour la zone fissile interne, entre l'inventaire en ^{239}Pu extrait de la base de vérification et l'inventaire correspondant, estimé par le modèle d'irradiation multizone utilisant le perceptron multicouche d'observable de sortie P_z, en fonction de la teneur en plutonium, à 100 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium

3.4.4.2 Impact de la statistique de la base de génération pour le concept isogénérateur

Cette sous-section présente l'impact de la statistique des calculs Monte-Carlo constituant la base de génération sur les déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires en ^{239}Pu par zone. Les résultats présentés ici concernent seulement la zone fissile interne supérieure (zone 1) et la couverture fertile externe (zone 6) du concept isogénérateur de plutonium. Les deux couples de bases associées à ce concept et présentées dans la partie (3.2) sont utilisés.

Le tableau (3.14) présente les résultats obtenus.

Avec la base de génération de faible statistique Monte-Carlo, les déviations obtenues dans la zone fissile interne supérieure sont similaires quelle que soit l'observable de sortie du PMC utilisé par le prédicteur de flux moyen par zone. Comme avec la base de haute statistique, cet

		Déviation - Forte statistique		Déviation - Faible statistique	
		Moyenne	Maximale observée	Moyenne	Maximale observée
Flux	Zone 1	0,14%	0,76%	0,96%	2,0%
	Zone 6	0,52%	2,7%	2,4%	7,8%
Puissance	Zone 1	0,49%	2,4%	0,93%	1,9%
	Zone 6	3,2%	8,9%	3,7%	17,6%

TABLE 3.14 – Déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires en ^{239}Pu par zone, dans la zone fissile interne supérieure (zone 1) et la couverture fertile externe (zone 6), à 115,5 $GW.j/t$, résultats utilisant les couples de bases haute et faible statistique Monte-Carlo du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

impact est par contre visible dans la couverture fertile externe : avec le PMC d'observable de sortie P_z, la déviation moyenne est détériorée d'un facteur 1,5.

En augmentant la statistique de la base de génération, les déviations moyennes diminuent. Lorsque le PMC d'observable de sortie P_z est utilisé, elles diminuent d'un facteur 1,5 environ. Lorsque le modèle d'irradiation utilise la prédiction directe du flux moyen, le gain dans la zone 1 est d'un facteur 7 environ et 4,5 dans la zone 6. L'impact de la statistique Monte-Carlo des calculs d'évolution est donc déterminant quant à la précision finale du modèle d'irradiation multizone.

3.4.4.3 Autres actinides

Dans cette partie, les biais induits par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires des principaux actinides sont présentés pour les concepts étudiés du réacteur type ASTRID, toutes zones combustibles confondues. Les actinides considérés ici sont les isotopes 235 à 238 de l'uranium, les isotopes 238 à 242 du plutonium, les isotopes 241 à 243 de l'américium et les isotopes 243 à 246 du curium. Les résultats sont présentés dans le tableau (3.15).

		Uranium	Plutonium	Américium	Curium
Isogénérateur	Flux	0,57%	0,75%	1,3%	2%
	Puissance	2,2%	4,6%	9,4%	15%
Incinérateur	Flux	4,0%	0,86%	1,7%	7,9%
	Puissance	3,8%	0,83%	1,9%	7,7%

TABLE 3.15 – Déviations moyennes induites par le modèle d'irradiation multizone, en fin de cycle, pour les principaux actinides, toutes zones combustibles confondues, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium

Pour le concept incinérateur, ces erreurs sont similaires quel que soit le type de sortie du réseau de neurones appelé par le prédicteur de flux moyen. A l'inverse, pour le concept isogénérateur, le PMC utilisé a un fort impact sur les biais induits par le modèle. Comme cela

a été montré à l'échelle du prédicteur de flux moyen par zone, sous-section (3.4.3.1), le PMC de sortie P_z est environ 3 fois moins précis dans les zones fertiles que celui de sortie $\overline{\phi_z}$. La plus forte hétérogénéité du cœur isogénérateur pourrait expliquer en partie cette différence.

Dans les deux cas, les biais sur les inventaires, en fin de cycle, du curium sont majorants par rapport aux autres actinides, et induits principalement par les zones fertiles où cet élément est, en proportion, très peu présent. De la même manière, pour l'isogénérateur, ce sont ces zones qui détériorent les erreurs moyennes induites par le modèle sur les isotopes du plutonium et de l'américium.

Ce phénomène est aussi visible pour l'incinérateur, ce concept n'ayant que des zones fissiles, le plutonium est présent partout en début de cycle, en quantité non négligeable. Les déviations induites sur ces inventaires sont donc plus faibles que pour les autres éléments.

3.4.5 Précision globale du modèle d'irradiation multizone sur les inventaires à l'échelle du cœur

A l'image de la section précédente, nous cherchons à quantifier ici la variation induite par l'usage du modèle d'irradiation multizone à l'échelle du cœur complet. Dans le cas des inventaires globaux, la valeur de référence pour l'isotope i sur le cœur complet, $N_{i,coeur}$, est calculée par la formule (3.20), elle représente la quantité N_i pondérée par le nombre total de noyaux dans le cœur. La déviation induite sur l'estimation de l'inventaire en noyau i, $DN_{norm,i,z}$, est calculée à partir de l'équation (3.21).

$$N_{i,coeur} = \frac{\sum_z N_{i,z}}{\sum_{j,z} N_{j,z}} \tag{3.20}$$

$$DN_{norm,i,z} = \left| \frac{\sum_z N_{i,z}^{VESTA} - \sum_z N_{i,z}^{CLASS}}{\sum_z N_{i,z}^{VESTA}} \right| \tag{3.21}$$

Les sous-sections (3.4.5.1), (3.4.5.2), (3.4.5.3), quantifient les déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires isotopiques globaux, c'est-à-dire homogénéisés à l'échelle du cœur complet, pour les concepts du réacteur de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium. Ces sous-sections étudient respectivement les erreurs induites sur les isotopes du plutonium, puis l'impact de la statistique de la base de génération et ensuite les erreurs induites sur les inventaires des principaux actinides.

3.4.5.1 Exemple du plutonium

La figure (3.17) présente, pour le réacteur isogénérateur de plutonium, les déviations induites par le modèle d'irradiation multizone, en fin de cycle, sur les inventaires globaux des principaux isotopes du plutonium lorsque le prédicteur de flux moyen appelle le PMC d'observable de sortie $\overline{\phi_z}$. Ces déviations sont tracées en fonction de la proportion des isotopes du plutonium sur le cœur extraite de la base de vérification. Chaque couleur représente un isotope du plutonium, il y a 200 points par couleur.

Le tableau (3.16) récapitule les biais moyens par isotope de plutonium pour les deux concepts étudiés du concept de type ASTRID suivant le PMC appelé par le prédicteur de flux moyen.

A l'échelle du cœur, pour le réacteur isogénérateur, les biais induits sur les inventaires en plutonium lorsque le PMC prédisant P_z est appelé sont inférieurs à ceux obtenus par zone, comme illustré dans le tableau (3.15). En effet, considérer les inventaires de plutonium à

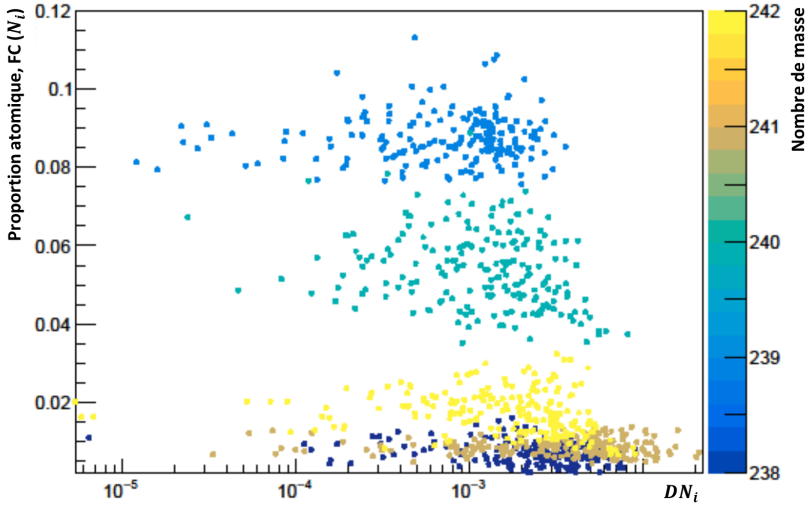


FIGURE 3.17 – Écart relatif, pour les principaux isotopes du plutonium, entre l'inventaire extrait de la base de vérification et l'inventaire correspondant estimé par le modèle d'irradiation multizone utilisant le perceptron multicouche d'observable de sortie $\overline{\phi_z}$, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

		^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
Isogénérateur	Flux	0,30%	0,10%	0,17%	0,47%	0,22%
	Puissance	0,93%	0,85%	0,68%	0,71%	0,27%
Incinérateur	Flux	1,0%	0,61%	0,25%	1,52%	0,51%
	Puissance	0,84%	0,58%	0,34%	0,19%	0,19%

TABLE 3.16 – Déviations moyennes induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires en plutonium à l'échelle du cœur, toutes zones combustibles confondues, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium

l'échelle globale a pour conséquence de lisser les erreurs induites par les couvertures fertiles, souvent plus importantes. Les combustibles dans ces zones ont une plus faible proportion de plutonium, ce qui réduit l'impact des incertitudes associées aux inventaires par zone dans ces zones combustibles. Cet impact est aussi observable sur les éléments américium et curium.

Globalement, quel que soit le concept d'intérêt ou le réseau de neurones utilisé par le prédicteur de flux, les déviations induites sur les isotopes du plutonium sont inférieures à 1,5%.

3.4.5.2 Impact de la statistique de la base de génération pour le concept isogénérateur

Cette sous-section présente l'impact de la statistique des calculs Monte-Carlo constituant la base de génération dédiée à la configuration isogénératrice du réacteur de type ASTRID, sur les déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires des principaux isotopes du plutonium.

Le tableau (3.17) présente les biais obtenus.

		Déviation - Forte statistique		Déviation - Faible statistique	
		Moyenne	Maximale observée	Moyenne	Maximale observée
Flux	^{238}Pu	0,30%	0,79%	1,44%	3,0%
	^{239}Pu	0,10%	0,36%	0,36%	1,6%
	^{240}Pu	0,17%	0,83%	0,89%	2,7%
	^{241}Pu	0,47%	2,1%	3,2%	10,3%
	^{242}Pu	0,22%	0,91%	1,5%	2,2%
Puissance	^{238}Pu	0,93%	2,0%	1,37%	2,7%
	^{239}Pu	0,85%	1,63%	0,35%	3,4%
	^{240}Pu	0,68%	1,8%	1,1%	3,0%
	^{241}Pu	0,71%	2,34%	3,1%	10,1%
	^{242}Pu	0,27%	0,85%	1,5%	2,5%

TABLE 3.17 – Déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires en plutonium à l'échelle du cœur, à 115,5 $GW.j/t$, résultats utilisant les couples de bases haute et faible statistique Monte-Carlo du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

Avec la base de faible statistique Monte-Carlo, le réseau de neurones utilisé par le prédicteur de flux moyen n'a pas d'impact sur les déviations obtenues sur les isotopes du plutonium. La déviation maximale observée sur les inventaires des isotopes du plutonium est largement dominante pour le ^{241}Pu, de l'ordre de 10%.

Cet isotope est le seul des isotopes représentés ici, dont la constante de décroissante radioactive n'est pas négligeable devant son taux de disparition. De ce fait, le flux a un fort impact sur les inventaires en ^{241}Pu, comme le montre la formule (3.22) qui dresse le bilan entre la production et la disparition de l'isotope. L'incertitude associée à la prédiction du flux moyen se répercute donc principalement sur les inventaires de cet isotope.

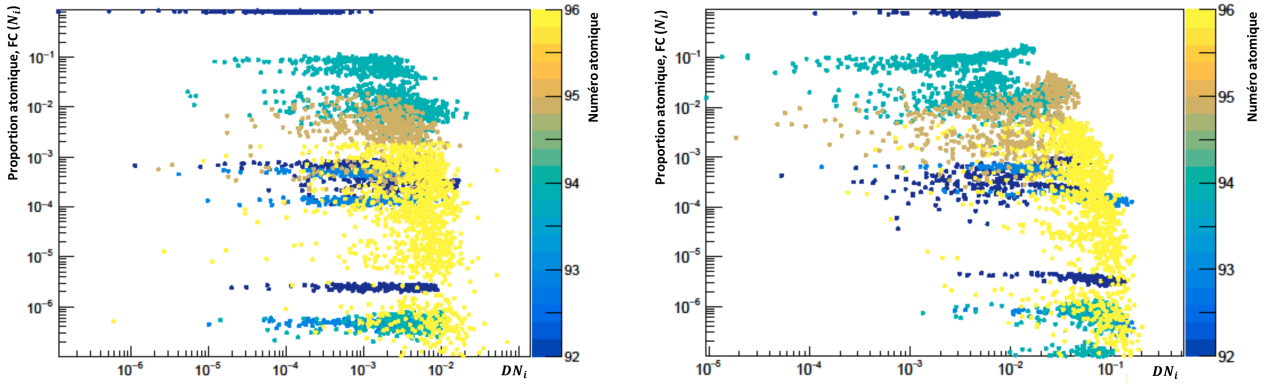
$$\frac{Production}{Disparition} = \frac{N_{^{240}Pu} \cdot \sigma_{^{240}Pu} \cdot \phi}{\lambda_{^{241}Pu} + N_{^{241}Pu} \cdot \sigma_{^{241}Pu} \cdot \phi} \tag{3.22}$$

Du fait du nivellement des biais induits dans les zones fertiles lors de l'homogénéisation des inventaires, les déviations moyennes, même avec la base de faible statistique Monte-Carlo, restent inférieures à 3,5%. A l'exception étonnante du ^{239}Pu avec le réseau de sortie P_z, l'augmentation de la statistique des évolutions Monte-Carlo induit une amélioration de la précision du modèle. Ce gain va d'un facteur 1,5 pour les isotopes ^{238}Pu et ^{240}Pu avec le réseau de sortie P_z à un facteur 7 pour les isotopes ^{241}Pu et ^{242}Pu avec le réseau de sortie $\overline{\phi_z}$.

3.4.5.3 Les autres actinides

Les figures (3.18) (a) et (b) illustrent les déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires globaux des principaux actinides, en fin de cycle, respectivement

pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium et l'incinérateur. Chaque couleur représente un élément, il y a 200 points par couleur correspondant aux 200 calculs de la base de vérification. Pour réaliser ces deux figures, le prédicteur de flux moyen par zone utilise le réseau de neurones prédisant le flux par zone $\overline{\phi_z}$ et non la puissance. L'allure de ces deux figures est similaire avec un décalage d'un facteur 10 environ sur les déviations moyennes et maximales observées. Cette différence reflète la différence de statistique entre les bases de génération utilisées pour les deux concepts de réacteur.



(a) Isogénérateur de plutonium

(b) Incinérateur de plutonium

FIGURE 3.18 – Écart relatif, pour les principaux actinides, entre l'inventaire extrait de la base de vérification et l'inventaire correspondant estimé par le modèle d'irradiation multizone lorsque le prédicteur de flux moyen utilise le perceptron multicouche d'observable de sortie $\overline{\phi_z}$, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur de plutonium et incinérateur de plutonium

Le tableau (3.18) présente les déviations moyennes obtenues pour les deux concepts du réacteur de type ASTRID.

		Uranium	Plutonium	Américium	Curium
Isogénérateur	Flux	0,39%	0,27%	0,27%	0,64%
	Puissance	0,95%	0,96%	1,0%	3,3%
Incinérateur	Flux	3,2%	2,1%	1,5%	6,0%
	Puissance	1,1%	0,79%	0,6%	4,0%

TABLE 3.18 – Déviations moyennes induites par le modèle d'irradiation multizone, pour les principaux actinides, toutes zones combustibles confondues, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium

Le décalage d'un facteur 10 environ sur les déviations induites entre les concepts isogénérateur et incinérateur, visible lorsque le prédicteur de flux moyen utilise la prédiction directe de $\overline{\phi_z}$, n'est pas observé lorsque le prédicteur de flux moyen utilise la prédiction de P_z. Pour l'isogénérateur, les biais moyens induits sont fortement liés au PMC appelé par le prédicteur de flux moyen. L'utilisation directe du flux permet une amélioration des prédictions des inventaires d'un facteur 4 en moyenne. Dans le cas de l'incinérateur, le PMC appelé par le

prédicteur de flux moyen n'a pas un impact aussi important, au contraire le passage par la puissance moyenne réduit les déviations d'un facteur 2,5 en moyenne.

3.4.5.4 Ce qu'il faut retenir sur le modèle d'irradiation multizone

Suite à la quantification des erreurs induites par les prédicteurs de sections efficaces moyennes et de flux moyen, la précision du modèle d'irradiation complet est quantifiée pour chaque concept du réacteur de type ASTRID. Pour ce faire, deux bases de vérification fournissent les valeurs de référence pour les comparaisons entre les inventaires calculés par le modèle et les inventaires issus des simulations Monte-Carlo. Les inventaires sont analysés aussi bien par zone qu'à l'échelle du cœur complet.

Les déviations induites par les modèles pour les compositions ayant une forte teneur en plutonium sont généralement plus importantes ; cela a spécifiquement été observé dans le cas du concept incinérateur de plutonium. D'autre part, quelle que soit la configuration étudiée, les biais induits sont dominants sur les isotopes absents en début de cycle, et, d'autant plus, si ils sont situés en fin de chaîne d'évolution et produits par de nombreuses captures successives. Ainsi, les erreurs sur les inventaires par zone des isotopes du curium peuvent atteindre les 15% alors qu'ils restent inférieurs à 5% pour les isotopes de l'uranium et du plutonium.

L'effet sur la statistique Monte-Carlo, notamment pour les couvertures fertiles dans le concept isogénérateur, déjà observé à l'échelle des prédicteurs, est aussi visible pour les inventaires par zone, et sur les inventaires globaux. Ainsi, pour maintenir les déviations moyennes sur les inventaires en ^{239}Pu par zone sous les 3,5%, un grand nombre d'histoires doivent être simulés pour la configuration isogénératrice. A l'inverse, le concept incinérateur de plutonium montre des erreurs inférieures à 1% et ce malgré une faible statistique dans les calculs d'évolution unitaire. A l'échelle du cœur, l'impact de la statistique Monte-Carlo est plus nuancé. Ceci est dû à la faible proportion que représente les isotopes mal prédits dans les couvertures fertiles. Ainsi, les déviations moyennes induites sur les inventaires globaux en plutonium sont de l'ordre du pourcent pour les deux concepts. Cependant, augmenter la statistique Monte-Carlo permet de gagner un facteur 7 sur la précision des inventaires globaux en ^{241}Pu et en ^{242}Pu.

Par ailleurs, pour le concept isogénérateur, l'utilisation du prédicteur de puissance, P_z, pour calculer le flux par zone implique une forte diminution de la précision. Cet impact est très visible sur les inventaires locaux des principaux actinides mais aussi sur les inventaires globaux. Sur ces derniers, le gain peut atteindre un facteur 5 pour le curium. Étonnamment, ces observations ne s'appliquent pas au concept incinérateur. A l'inverse, pour ce concept, le réseau de neurones utilisé pour le calcul de flux n'influence pas la précision des inventaires par zone. Le passage par les puissances moyennes par zone permet en revanche un gain d'un facteur 2,5 environ sur les inventaires globaux.

Cependant, pour les deux concepts, les déviations induites sont jugées suffisantes pour l'étude de scénarios d'évolution de parcs électronucléaires aussi bien lorsque les inventaires sont considérés par zone ou à l'échelle du cœur complet du réacteur. Le modèle reproduit fidèlement l'évolution des inventaires des principaux actinides : de l'uranium au curium notamment. L'impact de l'intégration dans un parc électronucléaire de ce type de réacteur sur les inventaires peut donc être étudié. D'autre part, ce modèle permet la séparation des combustibles par zone après irradiation tout en conservant une précision satisfaisante. Des scénarios aux options de recyclage complexes et différenciées peuvent être envisagées.

L'irradiation d'un combustible dans les réacteurs de type ASTRID nécessite, cependant, un temps plus important avec ce modèle multizone, augmentant de façon proportionnelle au nombre de zones, qu'avec le modèle monozone existant dans le code CLASS. La partie (3.5)

présente la comparaison de la précision de ces deux approches sur les inventaires des principaux actinides.

3.5 Comparaison avec le modèle d'irradiation monozone

Le temps de calcul nécessaire pour simuler l'évolution d'un combustible au sein d'un réacteur de type ASTRID avec le modèle d'irradiation multizone est plus important qu'avec le modèle historique monozone. En effet, dans le concept ASTRID isogénérateur, il y a six zones combustibles donc six systèmes d'équations d'évolution à résoudre et donc six fois plus d'appels aux prédicteurs des différentes grandeurs nécessaires pour ces résolutions.

Ces nouveaux modèles ouvrent de nouvelles possibilités de recyclage des combustibles usés, par exemple du fait de la séparation possible des combustibles par zone. Cependant, dans le cas où tout le combustible usé est entreposé en un unique lot, l'apport du modèle multizone est à démontrer. En effet, il faut que le gain de précision soit suffisamment important par rapport au temps de calcul accru induit par son utilisation.

Afin de vérifier ce compromis favorable pour le modèle d'irradiation multizone, sa précision a été comparée avec celle du modèle monozone pour les deux concepts du réacteur de type ASTRID étudiés. Pour pouvoir utiliser le modèle monozone, le couple de bases de haute statistique Monte-Carlo associé au concept isogénérateur de plutonium et le couple de bases correspondant au concept incinérateur ont été utilisés comme dans [47]. Les quantités issues de chaque calcul d'évolution ont été homogénéisées. Cette reconstruction des grandeurs physiques d'intérêt à l'échelle du cœur complet utilise la méthode présentée dans la section (3.1.2) pour le RNR-Na modulable.

Pour chaque base, les inventaires sont sommés par zone, les flux par zone sont pondérés par le volume de la zone correspondante et les sections efficaces sont reconstruites afin d'assurer la conservation des taux de réaction.

Une fois les couples de bases monozones reconstruits, les réseaux de neurones prédisant les sections efficaces moyennes globales pour chaque couple (isotope, réaction), $\sigma_{i,r}$, sont générés. En effet, le modèle d'irradiation monozone utilise uniquement le prédicteur de sections efficaces moyennes pour fonctionner. Avec ce modèle, le flux global moyen est calculé en utilisant la formule (3.3).

La comparaison de précision des deux modèles est présentée, pour les deux concepts, dans un premier temps sur les inventaires des principaux isotopes du plutonium, dans le tableau (3.19), puis, dans un second temps, sur les inventaires des principaux actinides dans le tableau (3.20). Les biais induits par le modèle d'irradiation multizone sont obtenus, pour le concept isogénérateur, en utilisant la prédiction directe du flux moyen par zone, pour le concept incinérateur, en passant par la prédiction de la puissance moyenne par zone.

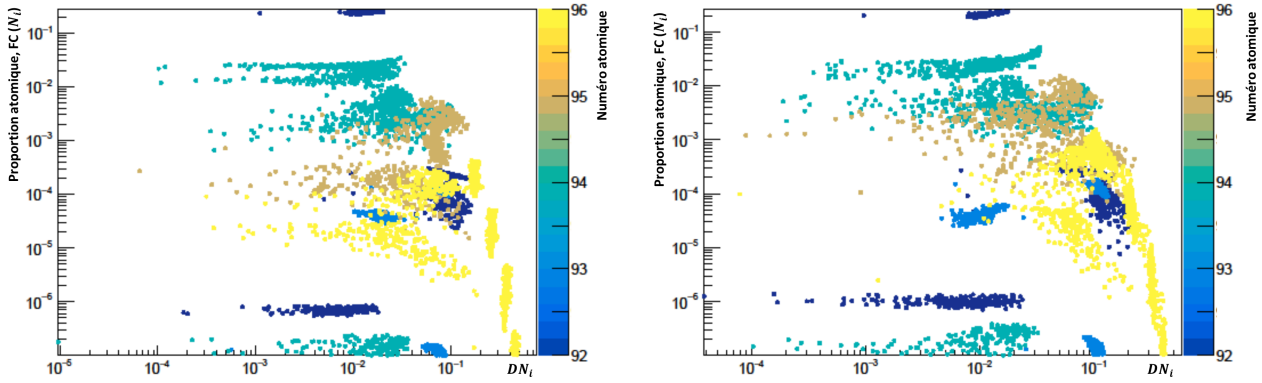
Le tableau (3.19) montre que le gain de précision apporté par le modèle multizone, pris comme référence, est très important, et ce, quel que soit le concept. Pour l'isogénérateur, la précision sur les inventaires est augmentée uniformément d'un facteur 10. Pour l'incinérateur, ce facteur varie fortement d'un isotope à l'autre mais reste très élevé. D'un facteur 9 en moyenne, il atteint un facteur 29 pour le ^{241}Pu.

Ainsi, l'utilisation du modèle d'irradiation multizone pour simuler l'évolution de la composition des combustibles dans les réacteurs de type ASTRID se justifie pour la quantification précise des quantités et de l'isotopie du plutonium au cours de simulation de scénarios d'évolution de parcs électronucléaires.

		^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
Isogénérateur	Monozone	3,0%	1,1%	1,2%	5,2%	2,4%
	Multizone	0,30%	0,10%	0,17%	0,47%	0,22%
Incinérateur	Monozone	3,0%	1,8%	0,85%	5,5%	1,4%
	Multizone	0,84%	0,58%	0,34%	0,19%	0,19%

TABLE 3.19 – Écart relatif entre les déviations moyennes induites par les modèles d'irradiation monozone et multizone sur les inventaires en plutonium à l'échelle du cœur, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium

Les figures (3.19) (a) et (b) présentent les déviations induites par le modèle d'irradiation monozone sur les inventaires des principaux actinides en fin de cycle respectivement pour le concept isogénérateur et le concept incinérateur. Les déviations maximales observées sur les inventaires des isotopes produits par captures successives, tel que le curium, sont très importantes. Un décalage est nettement visible par rapport aux figures obtenues avec le modèle multizone et présentées dans la sous-section (3.4.5.3).



(a) Isogénérateur de plutonium

(b) Incinérateur de plutonium

FIGURE 3.19 – Écart relatif, pour les principaux actinides, entre l'inventaire extrait de la base homogène et l'inventaire correspondant estimé par le modèle d'irradiation monozone, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium

Le tableau (3.20) présente la comparaison des déviations moyennes induites, en fin de cycle, par les deux modèles sur les inventaires des principaux actinides. Pour les deux concepts, les déviations moyennes induites pour l'élément plutonium ne prennent pas en compte le ^{244}Pu et pour l'élément américium, le ^{242}Am est mis de côté. Des durées de vie très courte ou encore des différences dans la définition du rapport de branchement entre les codes VESTA2.2 et CLASS peuvent expliquer les fortes déviations observées pour ces deux isotopes. Comme attendu au vu des figures présentées précédemment, les déviations moyennes induites sur les inventaires du curium en monozone sont très élevées, de l'ordre de 20%, alors qu'elles sont inférieures à 5% en multizone. Pour l'isogénérateur, un gain d'un facteur 30 sur la précision est obtenu grâce au multizone. Ce gain est important quel que soit l'élément considéré pour les deux concepts.

		Uranium	Plutonium	Américium	Curium
Isogénérateur	Monozone	5,8%	2,5%	5,6%	19%
	Multizone	0,39%	0,27%	0,27%	0,64%
Incinérateur	Monozone	7,0%	2,3%	5,6%	18%
	Multizone	1,1%	0,79%	0,6%	4,0%

TABLE 3.20 – Écart relatif entre les déviations moyennes induites par les modèles d'irradiation monozone et multizone sur les inventaires des principaux actinides, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium

L'utilisation du modèle d'irradiation multizone permet un gain très important de précision sur les inventaires des principaux actinides. Son utilisation est d'autant plus importante si la finalité de l'étude est de regarder l'incinération des actinides mineurs et notamment l'évolution des inventaires en curium. Dans le cadre de la thèse, le gain induit par l'utilisation du modèle de fabrication multizone n'a pas été évalué.

La précision du modèle d'irradiation multizone est donc très satisfaisante. C'est ce modèle qui permet, à l'heure actuelle, dans le code CLASS, le calcul de l'évolution de la composition des combustibles dans les réacteurs de type ASTRID le plus représentatif. Cette précision globale sur les inventaires découle de la précision de chaque prédicteur nécessaire dans le modèle. De ce fait, les réseaux de neurones intégrés dans ces prédicteurs sont précis indépendamment du modèle et permettent l'étude du comportement du réacteur en dehors du code CLASS, c'est ce qui est présenté dans la partie suivante, partie (3.6).

3.6 Utilisation directe des réseaux de neurones

Une fois les modèles de fabrication du combustible et d'irradiation créés, ils peuvent être utilisés directement pour étudier le concept du réacteur de type ASTRID plus en détail. En effet, la détermination d'une observable, telle que la puissance ou encore le coefficient de multiplication des neutrons associé à une composition de combustible et à un temps d'irradiation donné peut être utile pour l'étude du comportement du réacteur indépendamment d'une analyse de scénarios d'évolution de parcs électronucléaires. L'utilisation directe des prédicteurs permet un gain de temps considérable par rapport à un calcul Monte-Carlo en évolution. Nous proposons d'utiliser ces modèles pour deux cas d'application. Le premier est l'identification de l'espace des compositions possibles qui permettent de satisfaire la criticité en début de cycle ainsi qu'une répartition de la puissance acceptable, *i.e.* proche de la répartition de puissance de la simulation de référence. Le deuxième cas de l'application directe des modèles est une étude de sensibilité aux compositions initiales afin de trouver les paramètres qui influent le plus sur la puissance totale du réacteur.

3.6.1 Prédictions conjointes des P_z et du k_{eff} en début de cycle

Nous avons vu dans les parties précédentes que la prédiction des puissances par zone, P_z, permet d'identifier le flux neutronique moyen par zone et donc de résoudre les équations d'évolution pour les combustibles du réacteur de type ASTRID. La régression qui permet cette

prédiction des puissances a été réalisée sur un grand nombre de jeux de compositions initiales dont certaines sont irréalistes parce qu'elles ne garantissent pas la criticité du système. Nous cherchons à voir ici si la prise en compte de cette contrainte réduit l'espace des compositions possibles, notamment pour étudier l'éventualité d'une corrélation entre les teneurs internes et externes lorsque la criticité est garantie. Autrement dit, la question que nous souhaitons étudier ici est l'identification de l'espace des combustibles initiaux possibles qui vérifient en même temps une contrainte de criticité ainsi qu'une contrainte sur la distribution de puissance entre les zones internes et externes.

Deux mille compositions initiales différentes sont tirées aléatoirement dans les bornes de variation des paramètres d'entrée du réseau de neurones qui prédit la puissance moyenne par zone. La puissance du cœur interne, correspondant aux deux zones fissiles internes, et la puissance du cœur externe, correspondant à la zone fissile externe, sont tracées en fonction du rapport des teneurs en plutonium des cœurs interne et externe, courbes appelées "ANN" sur la figure (3.20). La courbe turquoise montre que le perceptron, pour les rapports des teneurs en plutonium élevés, fait des erreurs de prédiction dans les zones fissiles internes. En effet, la puissance peut atteindre, voire dépasser les 100% de puissance.

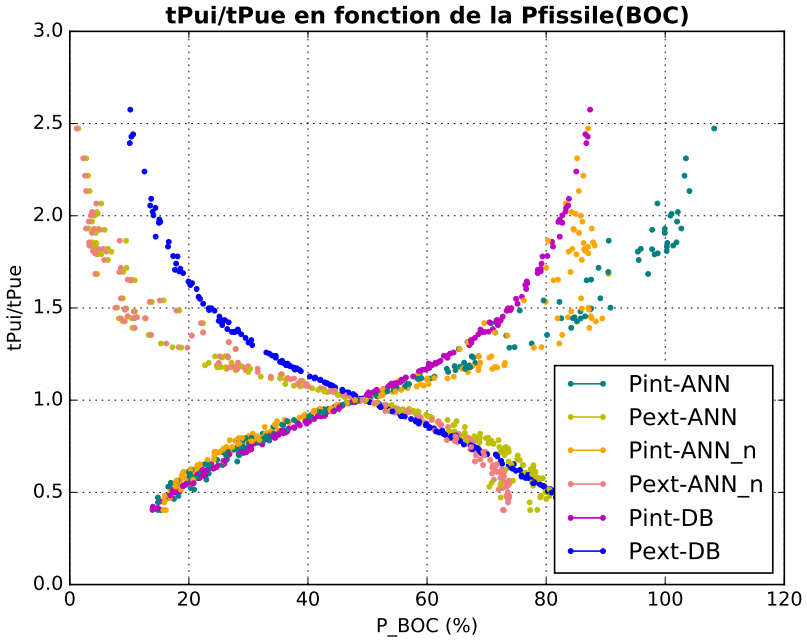


FIGURE 3.20 – Prédiction de la puissance des cœurs interne et externe du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium à 0 $GW.j/t$, en fonction du rapport des teneurs en plutonium des deux cœurs : avant normalisation "ANN", après normalisation "ANN-n", valeurs de référence "DB" pour base de données

Les prédictions de puissances obtenues ont donc été normalisées afin de maintenir la contrainte sur les puissances moyennes : leur somme, dans les six zones combustibles, doit être maintenue égale à la puissance totale du réacteur. Les valeurs corrigées correspondent aux courbes "ANN-n" de la figure (3.20). La normalisation des puissances agit principalement lorsque la puissance interne est supérieure à 80% de la puissance totale du réacteur. La modification des puissances est assez faible, 1,9% et 1,7% en moyenne, respectivement pour la puissance interne et la puissance externe, comme le montre la figure (3.21).Dans l'espace

privilégié d'utilisation du prédicteur, c'est-à-dire lorsque le puissance début de cycle se situe entre 35% et 65% de la puissance totale, les courbes renormalisées ont la même allure que les courbes tracées à partir des bases de données, appelées "DB".

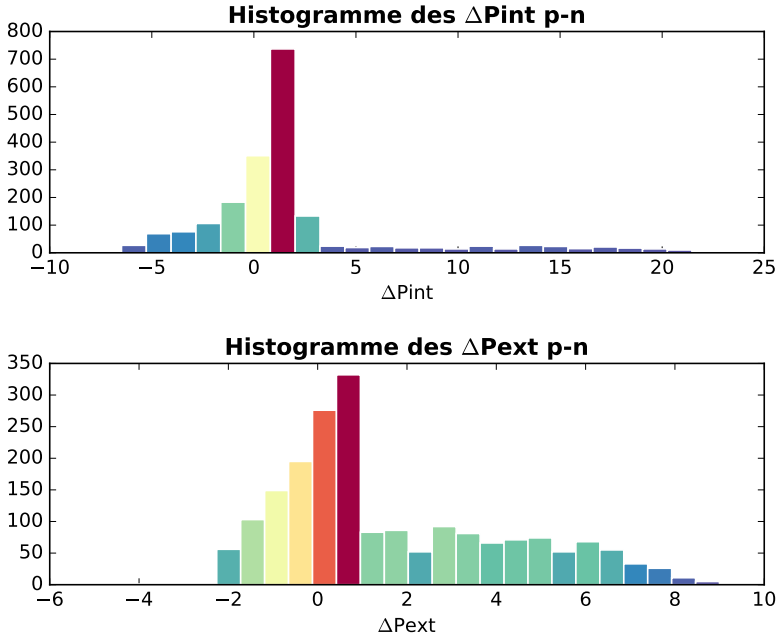


FIGURE 3.21 – Distribution des corrections des puissances des cœurs interne et externe du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium à 0 $GW.j/t$

Pour chacune des compositions initiales obtenues, le prédicteur de coefficient de multiplication des neutrons est appelé pour prédire le k_{eff} à 0 $GW.j/t$. Une sélection des puissances des cœurs interne et externe normalisées correspondant à un k_{eff-DC} compris entre 1 et 1,025 est faite, figure (3.22). Sur les deux mille tirages initiaux, il reste 92 points qui valident la condition sur le k_{eff-DC}. Ces points, correspondant à des compositions initiales critiques, sont répartis sur tout l'espace des ratios de teneurs en plutonium et toutes les puissances fissiles moyennes. Il n'y a donc pas de corrélation directe entre le k_{eff-DC} et ces deux paramètres. Le critère du k_{eff-DC} ne suffit pas à éliminer la zone de mauvaise prédiction.

Par ailleurs, la figure (3.20) met en évidence que l'optimum de précision de la prédiction se situe aux alentours d'une puissance en début de cycle de 50% pour la zone interne comme pour la zone externe. Ce point de fonctionnement, qui correspond le mieux au cœur de type ASTRID, ayant une nappe de puissance aplatie et un k_{eff} critique, est donc conservé dans les chapitres suivants, pour l'étude de scénarios.

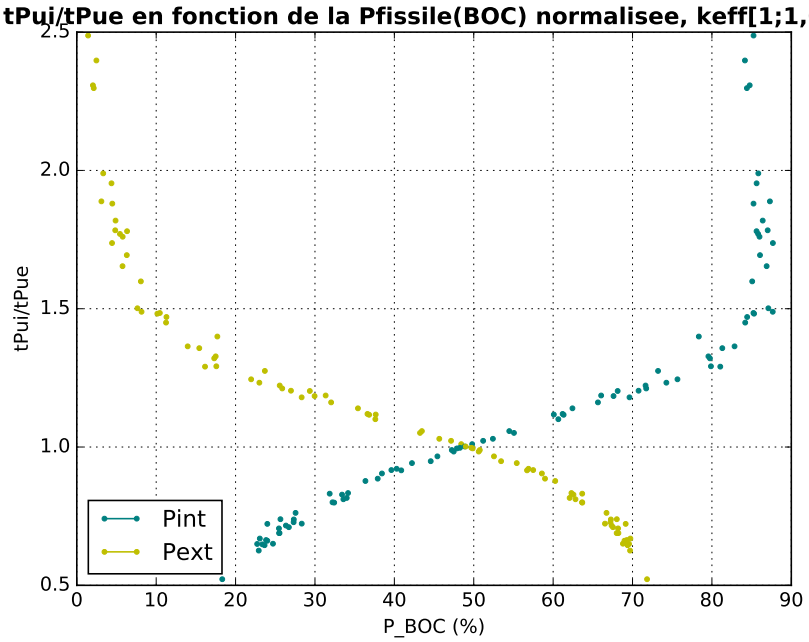


FIGURE 3.22 – Sélection des puissances des cœurs interne et externe normalisées du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium à 0 $GW.j/t$, en fonction du rapport des teneurs en plutonium des deux cœurs lorsque le k_{eff-DC} prédit est compris entre 1 et 1,025

3.6.2 Analyse de sensibilités

D'autres types d'études peuvent être réalisées à partir des réseaux de neurones générés tels que des études de sensibilité du coefficient de multiplication ou encore des puissances moyennes par rapport à une variation du vecteur isotopique du plutonium ou des teneurs en plutonium. Les objectifs principaux d'une analyse de sensibilité sont la hiérarchisation des paramètres d'influence pour une sortie donnée, la détermination des paramètres non influents et la détermination de la variation de la sortie en fonction de la variation des paramètres d'entrée [84]. Les méthodes de Morris [85] et de Sobol [86] sont des méthodes d'analyse de sensibilité répandues. Leur utilisation est souvent coûteuse en temps de calcul ; mais grâce à la réponse quasi-instantanée des réseaux de neurones, elle est ici très accessible.

La figure (3.23) représente la dispersion de la puissance totale prédite pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium en début de cycle pour 1 120 000 calculs. Cela représente donc 1 120 000 appels, pour chaque zone, au réseau de neurones de sortie le ratio de la puissance moyenne sur la puissance totale du réacteur. Idéalement, la somme des puissances prédites doit être égale à 100. Ici, la moyenne de la distribution vaut 104 en début de cycle, l'écart-type de la distribution est de 7. Globalement, le réseau de neurones est donc satisfaisant. Néanmoins, des écarts sont visibles. Dans les sections suivantes, l'application des méthodes de Morris, sous-section (3.6.2.1), et de Sobol, sous-section (3.6.2.2), permet de qualifier et de quantifier l'impact de la composition initiale des combustibles sur ces déviations.

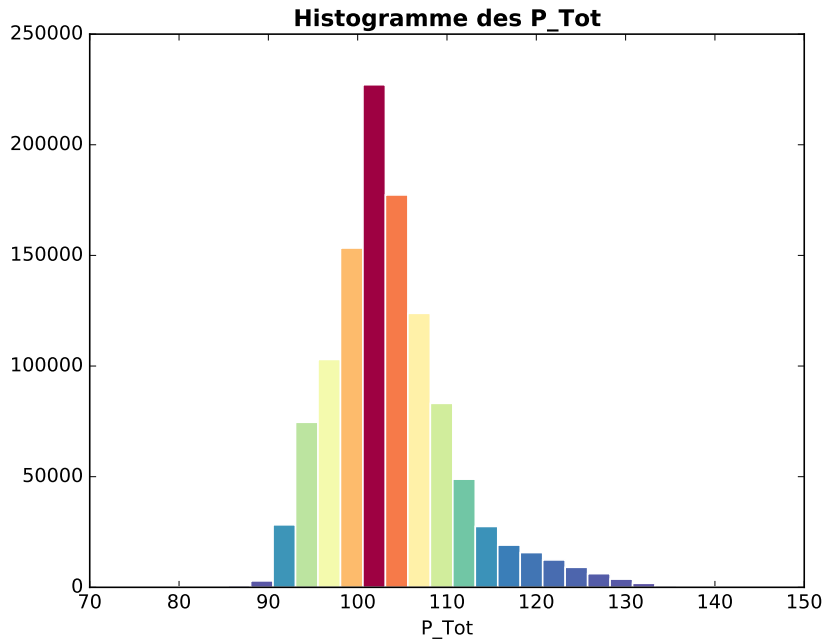


FIGURE 3.23 – Distribution de la puissance totale prédite pour les 1 120 000 calculs réalisés par la méthode de Sobol pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium à 0 $GW.j/t$

3.6.2.1 Méthode de Morris

La méthode de Morris est usuellement utilisée pour faire des analyses de sensibilités. C'est une méthode de criblage de type *One At a Time*, [85]. Elle permet une analyse qualitative à partir d'un grand nombre de paramètres d'entrée. Ces paramètres sont considérés indépendants et balayent une plage de variation définie au préalable. Le parcours de cet espace de variation des paramètres est déterministe. Cette méthode permet de classifier l'influence des paramètres d'entrée étudiés les uns par rapport aux autres sans nécessiter un trop grand nombre de calculs. En contrepartie, il n'y a pas de quantification de l'impact d'une variable sur la valeur de sortie, contrairement à une analyse de sensibilités utilisant la méthode de Sobol.

L'objectif ici est de hiérarchiser les p paramètres d'entrée ayant une influence sur la puissance totale calculée pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium en début de cycle à partir des prédictions de puissances moyennes par zone. Nous cherchons à identifier les paramètres responsables de l'erreur sur la prédiction de puissance. Les paramètres d'entrée analysés sont l'isotopie du plutonium dans le combustible neuf (^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu, ^{241}Am) et les teneurs en plutonium des cœurs interne et externe (T_{Pu}^{int}, T_{Pu}^{ext}). Pour cet exemple, il y a donc 7 paramètres d'entrée.

La première étape est le tirage aléatoire des paramètres d'entrée dans les plages de variation définies lors de la génération du réseau de neurones ; ces valeurs sont ensuite normalisées entre 0 et 1. Un premier appel au perceptron multicouche d'observable de sortie la puissance moyenne est fait pour chacune des zones combustibles : les puissances moyennes prédites sont sommées pour obtenir la puissance totale prédite. Un des paramètres d'entrée est ensuite modifié par la méthode *One At a Time* entraînant un nouvel appel au réseau de neurones

puis une évaluation de la nouvelle puissance totale prédite. Ceci est itéré jusqu'à ce que tous les paramètres d'entrée aient été modifiés une fois. Le processus complet est ensuite répété R fois, le nombre de répétitions R étant choisi par l'utilisateur. Il y a en donc en tout $R(p+1)$ calculs de la puissance totale effectués. Les modifications des paramètres sont déterminés par l'algorithme de la méthode de Morris qui fournit une matrice de paramètres d'entrée pour pouvoir effectuer les calculs.

Les différents calculs effectués peuvent être illustrés dans un cas simple ayant deux paramètres d'entrée *x1* et *x2* et deux répétitions par des déplacements successifs dans le plan, comme le montre la figure (3.24).

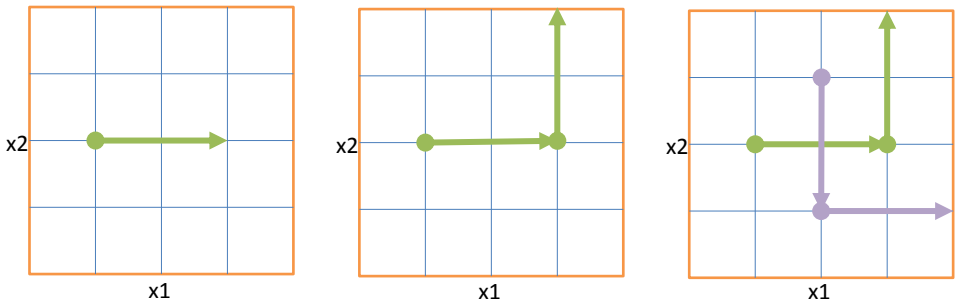


FIGURE 3.24 – Schéma de principe du tirage dans un espace à deux paramètres *x1* et *x2* en utilisant une méthode de Morris avec un nombre de répétitions R = 2

Pour cet exemple, 7 000 répétitions ont été simulées soit 56 000 appels par zone au réseau de neurones prédisant la puissance moyenne.

A l'issue des calculs, l'algorithme évalue l'impact de chaque modification des paramètres d'entrée sur la puissance totale prédite. Il calcule μ_i^* la moyenne des valeurs absolues des effets élémentaires, Δ_i^r, cette observable traduit l'impact linéaire de chaque paramètre p_i sur la sortie, équation (3.23). Ainsi, plus μ_i^* est élevé plus le paramètre p_i contribue à la variation ou la dispersion de la puissance totale prédite par rapport à 100%.

$$\mu_i^* = \frac{1}{R}\sum_{r=1}^{R}\left|\Delta_i^r\right| \tag{3.23}$$

L'autre observable calculée est σ_i, l'écart-type des effets élémentaires qui correspond aux effets non linéaires et aux interactions avec les autres paramètres d'entrée $p_{n_{n\neq i}}$, équation (3.24). Cette observable est calculée à partir de la moyenne des effets élémentaires, μ_i, équation (3.25). σ_i traduit les corrélations entre les entrées. Ainsi, plus σ_i est élevé moins l'hypothèse de linéarité et de non interaction est pertinente.

$$\sigma_i = \sqrt{\frac{1}{R-1}\sum_{r=1}^{R}(\Delta_i^r - \mu_i)^2} \tag{3.24}$$

$$\mu_i = \frac{1}{R}\sum_{r=1}^{R}\Delta_i^r \tag{3.25}$$

La figure (3.25) représente la moyenne des valeurs absolues des effets élémentaires en fonction de l'écart-type des effets élémentaires pour la prédiction de la puissance totale du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium.

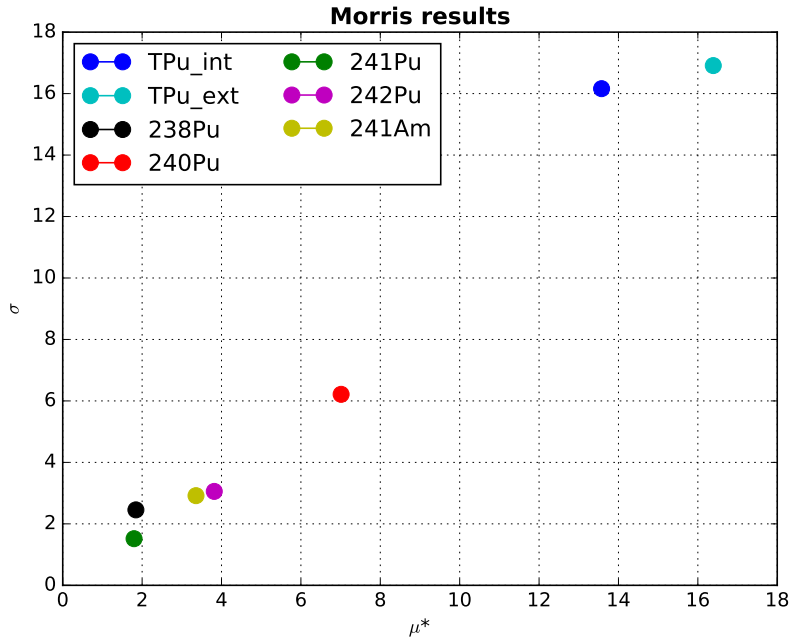


FIGURE 3.25 – μ_i^* en fonction de σ_i pour la prédiction de la puissance totale du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium

La méthode de Morris montre que tous les paramètres considérés ici ont un impact corrélé sur la puissance totale du réacteur prédite ; ils ont donc des effets non linéaires et/ou avec interactions. Les isotopes ^{238}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu du plutonium et l'américium 241 sont moins influents que la modification des teneurs en plutonium qui a un effet dominant sur la valeur de la sortie d'intérêt. Dans l'hypothèse où la précision du prédicteur de puissance n'est pas satisfaisante, il serait possible de générer une nouvelle base en raffinant l'échantillonnage sur les teneurs.

3.6.2.2 Méthode de Sobol

La méthode de Sobol est une méthode de mesure d'importance qui repose sur une décomposition de la variance fonctionnelle [86]. Cette méthode permet de quantifier l'effet de la variation de chacun des paramètres d'entrée sur la sortie d'intérêt, seul ou en interaction les uns avec les autres en décomposant la sortie en une somme unique de fonctions élémentaires. Pour être précise, la méthode de Sobol requiert cependant un nombre de calculs très important, l'incertitude statistique associée aux sensibilités variant en $\sqrt{N}$ avec N le nombre de calculs. L'utilisation des réseaux de neurones est donc particulièrement adaptée. Comme pour la méthode de Morris, c'est l'algorithme qui fournit le plan d'expérience, l'échantillonnage est déterminé par exemple par des méthodes Monte-Carlo ou LHS.

Le même cas d'application que pour la méthode de Morris est utilisé ici. L'objectif est donc de quantifier l'influence des 7 paramètres d'entrée indépendants, ^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu, ^{241}Am, T_{Pu}^{int}, T_{Pu}^{ext}, appelés p_i, sur la puissance totale calculée pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium en début de cycle à partir des prédictions de puissances moyennes par zone. L'échantillonnage Monte-Carlo initial comporte 70 000 tirages T, la matrice de calculs Sobol déterminée par la méthode d'échantillonnage de Saltelli, [87], est déterminée.

Au total, $T(2p+2)$ compositions initiales soit au total 1 120 000 appels au réseau de neurones.

La variance de la puissance totale, $V[P_{tot}]$, peut se décomposer en la somme des contributions à cette variance de chaque paramètre p_i seul, $V_i[P_{tot}]$, ou en interaction, $V_{i...k}[P_{tot}]$, équation (3.26) : c'est la décomposition de Sobol.

$$V[P_{tot}] = \sum_{i=0}^{p} V_i[P_{tot}] + \sum_{i<j} V_{ij}[P_{tot}] + ... + \sum_{j<...<p} V_{i...p}[P_{tot}] \tag{3.26}$$

Les indices de Sobol sont obtenus à partir de l'équation (3.26). Chacun des indices a une valeur entre 0 et 1 qui peut être interprétée comme la proportion de la variance de la sortie due au paramètre p seul ou en interaction avec un ou plusieurs autres paramètres. Le nombre d'indices de Sobol varie en $2^p - 1$, soit 127 indices dans notre cas. Dans la pratique, l'interprétation de tous ces indices est donc très complexe, seuls les trois types d'indices principaux sont calculés ici. L'indice de Sobol du premier ordre, $S_i[P_{tot}]$, équation (3.27), mesure la sensibilité de P_{tot} due à la variation du paramètre p_i seul en comparant la dispersion de P_{tot} induite par p_i à la dispersion totale de P_{tot}. L'indice de Sobol du deuxième ordre, $S_{ij}[P_{tot}]$, équation (3.28), mesure la sensibilité de P_{tot} à l'interaction des paramètres p_i et p_j donc en retirant les effets non couplés $V_i[P_{tot}]$ et $V_j[P_{tot}]$. L'indice de Sobol total, $S_{Ti}[P_{tot}]$, équation (3.29), mesure la sensibilité totale de P_{tot} au paramètre p_i. Cet indice regroupe donc tous les indices d'ordre n où intervient ce paramètre.

$$S_i = \frac{V_i[P_{tot}]}{V[P_{tot}]} = \frac{V(E[P_{tot}|p_i])}{V[P_{tot}]} \tag{3.27}$$

$$S_{ij} = \frac{V_{ij}[P_{tot}]}{V[P_{tot}]} = \frac{V(E[P_{tot}|p_i, p_j]) - V_i[P_{tot}] - V_j[P_{tot}]}{V[P_{tot}]} \tag{3.28}$$

$$S_{Ti} = \frac{V_{Ti}[P_{tot}]}{V[P_{tot}]} = S_i + \sum_{j \neq i} S_{ij} + ... \tag{3.29}$$

Le tableau (3.21) récapitule les valeurs obtenues pour les indices de Sobol totaux et du premier ordre. Tous les indices présentés ici, hormis l'indice du premier ordre relatif au plutonium 238, sont supérieurs à trois fois leur erreur associée. Les résultats de la méthode de Sobol corroborent les conclusions obtenues grâce à la méthode de Morris. En effet, les deux variables déterminantes pour la puissance totale prédite sont les teneurs en plutonium des cœurs interne et externe : leurs indices totaux sont respectivement de 59% et de 86%, leurs indices du premier ordre valant 2,8% et 27%. L'indice de Sobol du deuxième ordre, calculé mais non représenté dans le tableau, représentatif des interactions entre ces deux paramètres, vaut 50%. Il est le seul qui soit supérieur au pourcent. Par ailleurs, comme cela semblait se profiler sur la figure (3.25), le ^{240}Pu a un impact non négligeable sur P_{tot}, ses indices totaux et du premier ordre valant respectivement 12% et 6,6%.

La performance de la prédiction de la puissance est très sensible aux teneurs en plutonium dans les cœurs interne et externe. Comme déduit de l'utilisation de la méthode de Morris, un raffinement de l'échantillonnage des teneurs en amont de la construction des prédicteurs du modèle améliorerait leurs performances.

	S_i	σ_{S_i}	S_{Ti}	$\sigma_{S_{Ti}}$
T_{Pu}^{int}	0,028	0,0090	0,59	0,0088
T_{Pu}^{ext}	0,27	0,011	0,86	0,010
^{238}Pu	0,0027	0,0012	0,0099	0,00029
^{240}Pu	0,066	0,0036	0,12	0,0024
^{241}Pu	0,0049	0,00086	0,0074	0,00016
^{242}Pu	0,020	0,0017	0,037	0,00066
^{241}Am	0,016	0,0020	0,031	0,00062

TABLE 3.21 – Indices de Sobol du premier ordre et totaux estimés pour la puissance totale prédite du réacteur de type ASTRID isogénérateur en début de cycle

Conclusion du chapitre

Pour intégrer les réacteurs dans l'outil de simulation CLASS, deux étapes cruciales doivent être modélisées avec attention : la fabrication des combustibles et leur irradiation en réacteur. Deux nouveaux modèles, dédiés aux réacteurs de type ASTRID, ont été implémentés dans le code et sont présentés dans ce troisième chapitre. Pour reproduire de façon satisfaisante la physique de ces RNR-Na, deux considérations essentielles ont été prises en compte ; d'une part, le maintien de l'hétérogénéité du coœur, *i.e.* des différentes zones combustibles, et, d'autre part, la conservation des interactions entre ces zones pendant l'irradiation, *i.e.* en couplant l'évolution de leur composition. Étant donné l'ajout de cette dimension spatiale, ces modèles sont dits multizones, par opposition avec les modèles antérieurs, dit monozones, qui considèrent un combustible moyen pour tout le cœur du réacteur. La comparaison de ces nouveaux développements avec les modèles monozones préexistant, pour les réacteurs de type ASTRID, confirme l'amélioration du calcul des inventaires en fin de cycle. Par exemple, pour le concept isogénérateur, une amélioration d'un facteur 10 environ pour les isotopes principaux du plutonium est observée.

La philosophie de ces modèles reste, cependant, inchangée. Leur fonctionnement nécessite l'appel à des méthodes de régression non linéaires, ici de type réseau de neurones, pour prédire plusieurs grandeurs physiques d'intérêt. Ces prédictions sont presque instantanées et jugées suffisamment proches de la précision associée à l'estimation de ces observables avec des calculs d'évolution.

Le modèle de fabrication multizone utilise un estimateur de k_{eff} en début de cycle pour ajuster la teneur en plutonium des combustibles fissiles neufs, le rapport de ces teneurs, interne et externe, étant fixé par le choix de la puissance initiale d'une de ces zones. Ce modèle permet donc de reconstruire la distribution de puissance dans le réacteur en début de cycle. Les déviations moyennes induites par le prédicteur de k_{eff} sont de l'ordre de 100 pcm.

Le modèle d'irradiation multizone résout les équations de Bateman pour chaque zone combustible. Pour cela, la prédiction temporelle des sections efficaces, moyennées par zone, pour les différents isotopes et réactions d'intérêt est utilisée. Un second prédicteur est nécessaire pour pouvoir déterminer l'évolution du flux de chacune des zones pendant l'irradiation. Deux estimateurs supplémentaires ont donc été générés, prédisant soit directement la puissance de la zone, soit le flux moyen de la zone. Ces trois types de réseau de neurones générés sont très

précis ; en effet, les erreurs induites cumulées impliquent des erreurs finales sur les inventaires de plutonium en fin de cycle de l'ordre de quelques pourcents.

Bien que la précision de ces modèles soit satisfaisante, en l'état, pour des études de scénarios, ce chapitre a mis en évidence l'importance de la statistique de la base de données utilisée pour générer ces interpolateurs multidimensionnels. Dans l'optique d'une utilisation de ces réseaux de neurones pour d'autres applications, potentiellement en dehors du code CLASS, il pourrait être intéressant d'augmenter la statistique des bases de données.

Enfin, ce chapitre a permis d'identifier les conditions optimales d'utilisation de ces modèles. Pour les deux concepts, une valeur de la puissance, en début de cycle, pour la zone fissile externe de 50% de la puissance totale est choisie. En effet, au niveau de ce point de fonctionnement, les prédicteurs de la puissance donnent des résultats confondus avec les valeurs observées dans la base de données. Le recours conjoint au prédicteur de flux et aux prédicteurs de sections efficaces pour le concept isogénérateur, et au prédicteur de puissance et aux prédicteurs de sections efficaces pour le concept incinérateur, minimise les déviations induites sur les inventaires finaux.

Le chapitre suivant analyse des scénarios d'évolution de parcs électronucléaires intégrant des RNR-Na de type ASTRID, dont la modélisation s'appuie sur les modèles multizones considérés dans ce troisième chapitre.

Chapitre 4

Les scénarios de transitions : vers un parc de RNR de type ASTRID

Sommaire

Introduction du chapitre **152**

4.1 Parcs mixtes REP/RNR isogénérateurs - Méthodologie d'analyse **152**

4.1.1 Cadre de l'étude 153

4.1.1.1 Répartition de la puissance du parc par type de réacteur . 153

4.1.1.2 Modélisation des REP par des macro-réacteurs 154

4.1.1.3 Modélisation des RNR isogénérateurs de plutonium 155

4.1.2 Définition du plan d'expérience 155

4.1.2.1 Données opérationnelles fixées 156

4.1.2.2 Variables d'entrée 157

4.1.2.3 Observables de sortie 158

4.2 Analyse des résultats **159**

4.2.1 Impact de l'intégration des réacteurs de type ASTRID 159

4.2.1.1 Contraintes de fonctionnement du parc mixte 159

4.2.1.2 Ce qu'il faut retenir pour les défauts de chargement 164

4.2.1.3 Analyse de la production de plutonium 165

4.2.1.4 Ce qu'il faut retenir pour le plutonium 174

4.2.1.5 Analyse de la production d'actinides mineurs 174

4.2.1.6 Ce qu'il faut retenir pour les actinides mineurs 184

4.2.2 Parcs à l'équilibre 185

4.2.2.1 Stabilisation du plutonium en cycle 185

4.2.2.2 Fermeture du cycle avec un parc 100% RNR 187

4.3 Introduction de réacteurs RNR incinérateurs **194**

4.3.1 Parcs symbiotiques pour une stabilisation du plutonium en cycle . . 194

4.3.1.1 Définition du plan d'expérience 195

4.3.1.2 Vérification du comportement incinérateur du RNR 195

4.3.1.3 Conditions de stabilisation 196

4.3.1.4 Comparaison des stratégies 197
4.3.2 Réduction de l'inventaire des transuraniens en cas de *phase out* après un parc 100% REP 198
4.3.2.1 Définition du plan d'expérience 198
4.3.2.2 Analyse des résultats 200
Conclusion du chapitre **200**

Introduction du chapitre

Le chapitre 3 propose une modélisation de l'évolution des combustibles de réacteurs de type ASTRID qui a été intégrée dans des calculs dynamiques du cycle du combustible. Un modèle d'irradiation qui simule l'évolution zone par zone des combustibles neufs à partir d'une composition initiale et un modèle de fabrication qui construit ces combustibles neufs à partir des matières disponibles dans les entreposages ont été développés et implémentés dans le code de simulation dynamique du cycle du combustible CLASS. Ce chapitre 4 et le chapitre 5 sont consacrés à l'étude de scénarios mettant en œuvre des réacteurs rapides de type ASTRID à l'aide du code CLASS utilisant les modèles développés à propos.

Ce chapitre 4 est dédié à l'étude de la physique du cycle et des interactions entre les réacteurs rapides et thermiques. Il se focalise sur des scénarios académiques dits simplifiés qui partagent une trame commune afin de pouvoir réaliser des comparaisons pertinentes entre eux. Une première phase contenant uniquement des REP-UOX est tout d'abord considérée. Un premier déploiement de REP-MOX dont la fraction reste paramétrique marque une première transition. Enfin, dans une troisième phase, les RNR sont déployés. L'objectif de la démarche est de comprendre les paramètres d'importance qui gouvernent l'évolution des inventaires de matière dans le cycle. Nous nous concentrons dans ce travail sur le plutonium et les actinides mineurs mais d'autres considérations pourraient être effectuées. La première partie de ce chapitre présente cette méthodologie d'analyse en se focalisant sur l'intégration de réacteurs isogénérateurs de plutonium dans un parc constitué uniquement de REP-UOX et de REP-MOX. La deuxième partie présente, de manière détaillée, les résultats produits ainsi que les conclusions que nous pouvons tirer de ces scénarios académiques. Ces conclusions permettront de définir et d'analyser dans le chapitre 5 des trajectoires plus réalistes, en s'inspirant de certaines propositions faites dans le cadre du Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs. Pour finir, la dernière partie de ce chapitre 4 explore les potentialités des configurations incinératrices de plutonium dans des parcs symbiotiques et dans des stratégies de sortie du nucléaire, dites de *"phase out"*.

4.1 Parcs mixtes REP/RNR isogénérateurs - Méthodologie d'analyse

Nous présentons ici la méthodologie de travail qui permet d'analyser les apports et les conséquences de l'introduction de RNR de type ASTRID isogénérateur de plutonium dans des parcs composés de REP [81]. Ces RNR sont dits isogénérateur de plutonium dans ce chapitre, par cohérence avec l'étude de la configuration de référence présentée dans le chapitre 2 et ce, quel que soit leur comportement dynamique dans les parcs simulés. Pour ce faire, nous

considérons plusieurs familles de scénarios définies préalablement par différents jeux de paramètres opérationnels et hypothèses de simulation. L'étude de toutes ces trajectoires permet d'analyser, d'une part, l'influence du cycle sur le fonctionnement des réacteurs de type ASTRID et, d'autre part, les effets induits par ces réacteurs sur le cycle. Différents paramètres du RNR et du cycle sont échantillonnés dans cette étude. Les principales sorties d'intérêt des calculs, appelées observables dans la suite de ce travail, sont la quantité et la qualité du plutonium en cycle ainsi que les inventaires en actinides mineurs.

4.1.1 Cadre de l'étude

Cette partie considère des parcs de REP vers des parcs mixtes REP/RNR simplifiés qui évoluent pendant 120 ans, ce qui nous semble couvrir une période de transition raisonnable. La puissance totale installée, P, est constante et vaut arbitrairement 100 GW_{th}, ce qui simplifie les comparaisons entre les parcs simulés.

4.1.1.1 Répartition de la puissance du parc par type de réacteur

Dans les simulations, chaque ajout d'un nouveau type de réacteur est instantané, la puissance nominale est directement atteinte. La figure (4.1) illustre schématiquement l'évolution de la répartition de la puissance entre les différentes technologies de réacteur dans les parcs électronucléaires étudiés.

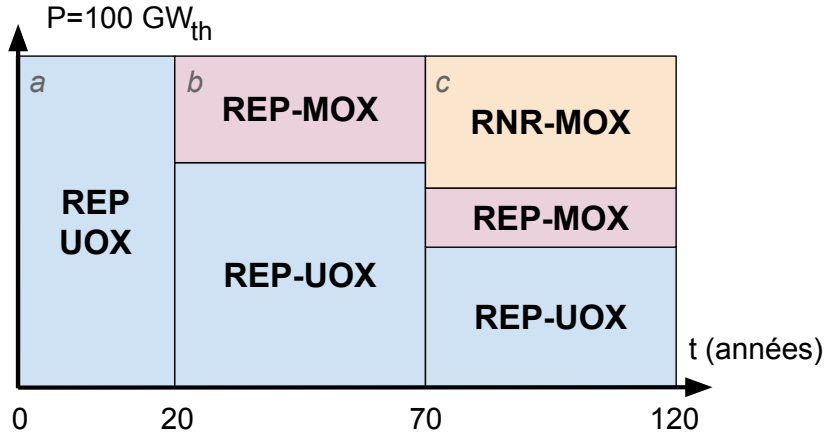


FIGURE 4.1 – Évolution de la répartition de la puissance par type de réacteur

. *Phase a* : pour 0 < t < 20 ans, le parc se compose uniquement de REP-UOX, soit des REP chargés entièrement avec des combustibles UOX. Le nombre de REP-UOX, noté N^a_{UOX}, de puissance unitaire P_{UOX} est exprimé par la formule (4.1). Nous décrivons dans la sous-section suivante, comment ces N^a_{UOX} REP-UOX sont modélisés dans CLASS.

. *Phase b* : pour 20 < t < 70 ans, les réacteurs présents dans le parc sont toujours des REP. Une part de la puissance est produite par des REP-MOX. Classiquement, les REP-MOX contiennent 30% d'assemblages MOX et 70% d'assemblages UOX. Dans CLASS, l'objet qui modélise les REP n'est associé qu'à un type de combustible. Ainsi la simulation d'un REP-MOX conduit à la définition de deux réacteurs chargés respectivement avec

des combustibles UOX et MOX produisant 70% et 30% de la puissance du réacteur réel considéré. La fraction de la puissance du parc produite par la totalité des assemblages MOX est notée F^b_{MOX}. La puissance unitaire produite par les REP-MOX est notée puissance P_{MOX}. Le nombre de réacteurs introduits dans CLASS, de type REP-UOX, N^b_{UOX}, et de type REP-MOX, N^b_{MOX} sont exprimés par les équations (4.2). Dans la suite, nous confondons le terme REP-MOX avec assemblages MOX.

. *Phase c* : pour 70 < t < 120 ans le parc est composé d'un mix de REP-UOX, de REP-MOX et de RNR-MOX. Le nombre de RNR déployés, N^c_{RNR}, est calculé à partir de F^c_{RNR} qui représente la fraction de la puissance totale produite par les RNR. Chacun des RNR est simulé par un modèle de type d'ASTRID isogénérateur de plutonium, c'est-à-dire une unité individuelle ; il faut donc s'assurer que le nombre de RNR déployés est un nombre entier. Ainsi une partie entière est appliquée au calcul de N^c_{RNR}, comme le montre l'équation (4.3). Le cas échéant, une fraction RNR corrigée, notée F'^c_{RNR}, est calculée par la formule (4.4). A partir de cette fraction RNR corrigée, N^c_{MOX} et N^c_{UOX} sont déterminés par les équations (4.5) afin de maintenir constant le rapport des fractions REP-UOX sur REP-MOX en fonction de la phase b.

$$N^a_{UOX} = \frac{P}{P_{UOX}} \tag{4.1}$$

$$N^b_{MOX} = \frac{P \cdot F^b_{MOX}}{P_{MOX}} \qquad N^b_{UOX} = \frac{P \cdot (1 - F^b_{MOX})}{P_{UOX}} \tag{4.2}$$

$$N^c_{RNR} = \left\lfloor \frac{P \cdot F^c_{RNR}}{P_{RNR}} \right\rfloor \tag{4.3}$$

$$F'^c_{RNR} = \frac{N^c_{RNR} \cdot P_{RNR}}{P} \tag{4.4}$$

$$N^c_{MOX} = \frac{P \cdot F^b_{MOX} \cdot (1 - F'^c_{RNR})}{P_{MOX}} \qquad N^c_{UOX} = \frac{P \cdot (1 - F^b_{MOX}) \cdot (1 - F'^c_{RNR})}{P_{UOX}} \tag{4.5}$$

4.1.1.2 Modélisation des REP par des macro-réacteurs

Les REP considérés ici, sont représentatifs des REP français d'une puissance électrique de 900 MW_e. Ils sont simulés dans le code CLASS par des macro-réacteurs [88]. Il y a donc, dans chaque phase, un macro-REP-UOX et un macro-REP-MOX représentant la somme en terme de puissance produite et de masse de combustible chargée, de toutes les unités individuelles, respectivement de REP-UOX et de REP-MOX. Ces deux macro-REP utilisent chacun un combustible unique et moyen, représentatif du cœur complet du macro-réacteur. Les modèles de fabrication du combustible et d'irradiation sont donc monozones comme cela a été expliqué dans le chapitre 1.

La puissance thermique des macro-REP est proportionnelle à 2785 MW_{th} et leurs masses à 72,3 tonnes ; le facteur de proportionnalité dépend du nombre d'unités fusionnées, N_{MOX} et N_{UOX}. Par conséquent, et sans que cela ne pose aucun problème pour le code CLASS N_{MOX} et N_{UOX} ne sont pas nécessairement des nombres entiers.

4.1.1.3 Modélisation des RNR isogénérateurs de plutonium

Contrairement aux REP, les RNR de type ASTRID isogénérateur de plutonium déployés sont représentés dans cette étude de scénarios par des unités individuelles produisant une puissance thermique de 1490 MW_{th}, soit environ 600 MW_e, et ayant une masse de métaux lourds de 39,2 tonnes. N^C_{RNR} est donc nécessairement un nombre entier.

La modélisation de ces RNR est présentée dans le chapitre 2 : six zones combustibles sont considérées pour chaque unité. Le choix a été fait de conserver la puissance du démonstrateur, en première approximation, deux démonstrateurs peuvent correspondre à un réacteur de puissance. Les modèles physiques utilisés par le code CLASS pour la fabrication du combustible et son irradiation en réacteur sont les modèles multizones présentés dans le chapitre 3. Bien que les modèles multizones soient utilisés, les combustibles RNR usés issus des zones fissiles et des zones fertiles ne sont pas séparés après l'irradiation, afin de simplifier l'analyse des résultats. L'hypothèse d'un recyclage commun des couches fissiles et fertiles d'un même assemblage est faite dans toute la suite de ce travail. Une telle séparation demanderait en effet la mise en place de procédés complexes en amont de la dissolution du combustible.

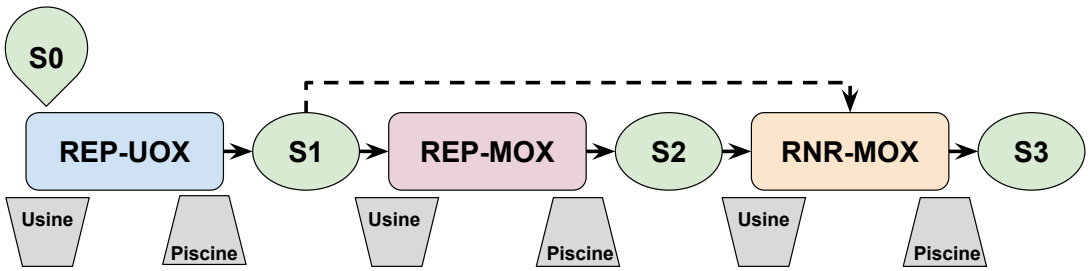
4.1.2 Définition du plan d'expérience

Nous distinguons deux familles de scénarios de parcs électronucléaires mixtes REP/RNR selon qu'il y ait le recyclage ou non des combustibles RNR-MOX usés. Dans le premier cas, appelé ici *Cas A*, ces combustibles sont stockés sans recyclage, alors que dans le second, appelé *Cas B*, ils sont recyclés en étant mélangés avec les combustibles usés issus soit des REP-MOX soit des REP-UOX. La figure (4.2) illustre schématiquement les deux cycles du combustible simulés : (a) sans option de recyclage des combustibles RNR usés, (b) en considérant le recyclage des combustibles RNR usés. Ainsi, la première famille de scénarios permet de se concentrer sur l'analyse, d'une part, des effets induits par le cycle et sur le comportement intrinsèque du réacteur de type ASTRID et, d'autre part, sur les répercussions sur le cycle dues à l'intégration des RNR en cycle ouvert. Ensuite, le cas B, permet de rajouter à l'étude la dimension du recyclage des combustibles RNR usés en considérant la possibilité du multi-recyclage du plutonium en RNR et la ré-injection des combustibles RNR-MOX usés dans les REP-MOX.

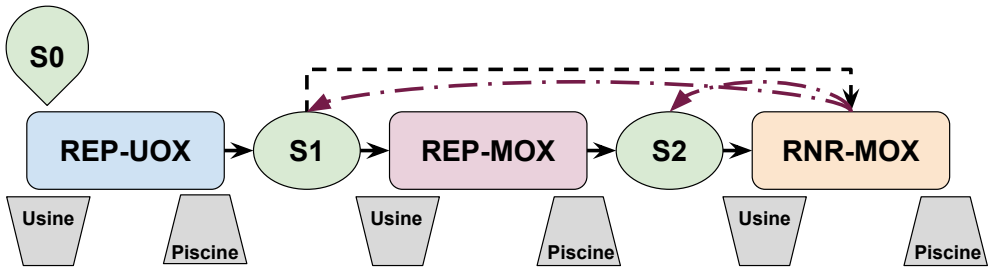
Dans les deux cas, les parcs simulés sont toujours composés de REP chargés avec du combustible UOX en phase a. Le combustible UOX neuf est fabriqué dans l'usine de fabrication associée, à partir d'un stock infini d'uranium 235 et 238 noté S0, pour satisfaire un burnup noté BU_{UOX}. Après irradiation, il est refroidi dans la piscine dédiée puis est transféré dans un entreposage spécifique noté S1 en attente de recyclage.

Au bout de 20 ans, en phase b, le chargement de combustible MOX dans les REP démarre ; le combustible MOX neuf est fabriqué dans une seconde usine à partir de combustibles UOX usés. Après irradiation en réacteur jusqu'à un burnup noté BU_{MOX}, il est refroidi dans la seconde piscine avant d'être placé dans un entreposage dédié, noté S2.

En phase c, les RNR de type ASTRID isogénérateur de plutonium sont déployés dans le parc. Une troisième usine de fabrication du combustible et une troisième piscine de refroidissement sont définies. L'irradiation en RNR est simulée jusqu'au taux de combustion noté BU_{RNR}. Dans le cas A, un entreposage final, noté S3, est ajouté au cycle pour stocker les combustibles RNR usés. Dans ces simulations, la fabrication des combustibles RNR neufs utilise les combustibles MOX irradiés en REP (stock S2) et, dans certaines configurations du cycle, les combustibles UOX irradiés en REP (stock S1). A l'inverse, dans le cas B, les com-



(a) Cas A : Sans recyclage des combustibles RNR usés



(b) Cas B : Avec recyclage des combustibles RNR usés

FIGURE 4.2 – Schéma des différentes installations et considérées par le code CLASS, (a) dans le cas A et (b) dans le cas B

bustibles RNR usés sont entreposés soit avec les combustibles REP-MOX usés (stock S2) soit avec les combustibles REP-UOX usés (stock S1). Par conséquent, l'usine de fabrication du combustible associée au RNR peut utiliser les matières issues des REP-MOX, des REP-UOX ou des RNR-MOX suivant les configurations. Enfin, pour cette seconde famille de scénarios, en phase c, la fabrication des combustibles MOX chargés dans les REP peut, dans certains cas, utiliser des combustibles RNR usés.

4.1.2.1 Données opérationnelles fixées

Pour simplifier l'étude, certaines données sont fixées, elles sont énumérées ci-dessous.

. Les scénarios durent 120 ans, le chargement des combustibles MOX dans les REP débute au bout de 20 ans, puis le déploiement des RNR a lieu à la soixante dixième année.

. La puissance totale des parcs simulés est constante et vaut 100 GW_{th}. Une excursion de puissance temporaire peut survenir lors de la transition entre deux phases. Ces pics s'expliquent par le démarrage des réacteurs à cette date bien que les réacteurs de la génération précédente n'aient pas fini leur cycle de production.

. Le facteur de charge de tous les réacteurs est pris égal à 1. Par conséquent, pour chaque phase d'un scénario, la puissance des réacteurs est constante, toujours égale à la puissance nominale théorique.

. Le temps de fabrication en usine des combustibles REP et RNR neufs est de 2 ans, ce qui permet de prendre en compte la décroissance du plutonium 241 en américium 241 pendant les procédés de fabrication des combustibles après la séparation du plutonium des combustibles usés.

. L'efficacité de la séparation du plutonium dans les usines est de 100%.

. La durée de refroidissement des combustibles REP usés est de 5 ans, avant le transfert des matières dans les stocks.

. Les paramètres des modèles REP dans le code CLASS sont fixés : le k_{seuil} défini dans le chapitre 1 vaut 1,03 et 3 rechargements sont considérés.

. Le combustible UOX chargé dans les REP-UOX est fabriqué à partir d'un stock infini d'uranium.

. Le combustible MOX chargé dans les REP-MOX est toujours fabriqué avec une stratégie *Last In First Out* (LIFO), l'usine pioche en priorité dans l'entreposage S1 les dernières matières ajoutées. Effectivement, il a été montré, dans des études précédentes, que l'effet de ce paramètre était négligeable sur la quantité de plutonium totale dans un parc mixte REP-UOX et REP-MOX [89]. Nous postulons ici que ce résultat est aussi valable dans un parc mixte REP-UOX, REP-MOX et RNR-MOX.

. Le burnup des REP-MOX est fixé à 45 $GW.j/t$ [29]. Comme la stratégie de gestion des stocks associée à la fabrication des combustibles REP-MOX neufs, l'influence du burnup des REP-MOX est négligeable sur la quantité de plutonium totale dans un parc mixte composé deREP [89]. Le même postulat est fait concernant des parcs mixtes intégrant des RNR-MOX.

. Les paramètres des modèles multizones dédiés au réacteur de type ASTRID sont fixés à l'optimum de précision présenté dans le chapitre 3. Ainsi, la puissance cible pour le modèle de fabrication du combustible est la puissance de la zone fissile externe, choisie à 50% de la puissance du RNR. Le facteur de multiplication cible à burnup nul est fixé à 1,02. Le modèle d'irradiation du combustible en réacteur utilise l'estimateur de flux.

. La composition du combustible fertile chargé dans les couvertures et la plaque interne des RNR est toujours de l'uranium appauvri contenant 0,2% d'^{235}U, matières provenant d'un stock infini.

. Le burnup des RNR-MOX est fixé à 100 $GW.j/t$, ce qui correspond au burnup usuel dans la littérature [34].

4.1.2.2 Variables d'entrée

Comme expliqué dans le chapitre 1, l'étude s'appuie sur une approche paramétrique visant à explorer les différentes trajectoires liées à un scénario. Ainsi, certaines données d'entrée du code sont considérées comme des paramètres dont la valeur est choisie aléatoirement dans un espace de variations prédéfini. Les paramètres considérés, relatifs aux réacteurs et au cycle, ainsi que leurs domaines de variation sont présentés dans le tableau (4.1). Chaque valeur prise par les variables a été déterminée par la méthode du LHS entre ses bornes [53]. Près de 1000 trajectoires avec des jeux de paramètres différents ont été considérés pour le cas A et près de 2000 pour le cas B. Le facteur deux sur le nombre de simulations s'explique simplement par le fait qu'il y ait plus de paramètres dans le cas B.

Les études précédemment effectuées sur les parcs composés de REP-UOX et de REP-MOX, avec le code CLASS [89], ont montré que les paramètres influant sur la quantité de plutonium en cycle sont le burnup des REP-UOX et la fraction de la puissance produite par les REP-MOX dans ces parcs. Le BU_{UOX} et la F^b_{MOX} sont donc les deux premières variables échantillonnées ici ; les autres paramètres relatifs aux REP sont fixés. La plage de variation du burnup des REP-UOX encadre les valeurs actuelles et envisagées pour les réacteurs du

Nom	Cas A	Cas B
BU_{UOX} $(GW.j/t)$	[30 ;65]	[30 ;65]
F^b_{MOX} (%)	[5 ;15]	[5 ;15]
F^c_{RNR} (%)	[0 ;30]	[0 ;30]
TR_{RNR} (an)	/	[5 ;10]
SM_{RNR}	LIFO - FIFO	LIFO - FIFO
S^{in}_{RNR}	S2 - (S1,S2)	S2 - (S1,S2)
S^{out}_{RNR}	/	S1 - S2

TABLE 4.1 – Variables d'entrée échantillonnées pour l'étude des parcs mixtes REP/RNR simplifiés

parc français.

La fraction de puissance produite par les RNR est échantillonnée entre 0% et 30% ce qui représente une variation de N^c_{RNR} de 0 à 20 unités. Cette variation couvre le déploiement de quelques RNR dans une phase de transition ou d'attente de transition vers un parc composé exclusivement de RNR. La fraction corrigée, F'^c_{RNR}, varie entre 0% et 29,8%.

Le paramètre SM_{RNR} traduit la stratégie de gestion des stocks de matières à recycler pour fabriquer le combustible neuf à charger dans les RNR : soit LIFO, soit *First In First Out* (FIFO). Cette variable discrète change donc l'ordre de classement des matières d'intérêt disponibles pour l'usine de fabrication du combustible RNR. Associée à cette variable, S^{in}_{RNR} détermine quels entreposages sont utilisés par l'usine pour fabriquer lesdits combustibles : soit seulement l'entreposage des assemblages MOX usés, soit à la fois les assemblages MOX et les assemblages UOX usés.

Pour l'étude du cas B, deux variables supplémentaires sont ajoutées. TR_{RNR} traduit la variation de la durée de refroidissement des combustibles RNR-MOX usés après irradiation. cette durée est exprimée en années et précise le temps d'entreposage minimum avant recyclage. La teneur en plutonium de ces combustibles et la quantité de produits de fission contenue pouvant être sensiblement plus importantes que celles des REP-MOX usés, une plage pouvant aller jusqu'à 10 ans a été retenue. Enfin, S^{out}_{RNR} définit la stratégie de recyclage des combustibles RNR usés, soit ils sont transférés dans S1, soit dans S2. Une fois dans un entreposage, l'ordre de recyclage est indépendant de l'origine du combustible, il est uniquement défini par sa date d'arrivée dans S1 ou dans S2 suivant le paramètre de gestion des matières sélectionné.

4.1.2.3 Observables de sortie

La première étape de l'étude est de déterminer les contraintes de fonctionnement des parcs mixtes étudiés et donc de déterminer les freins au déploiement des réacteurs de type ASTRID isogénérateur de plutonium. Cette étape repose sur l'analyse des scénarios présentant des défauts de chargement, c'est-à-dire dans lesquels la matière fissile disponible n'est pas suffisante pour charger au moins l'un des réacteurs présents dans le parc, à au moins un des temps de chargement du scénario. Ensuite, seuls les scénarios ne présentant aucun défaut de chargement sont conservés.

Dans un second temps, cette étude se focalise sur le plutonium en cycle, à la fois en terme

de quantité et de qualité, à l'échelle du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium et du cycle complet. L'inventaire en plutonium est en effet l'observable d'intérêt privilégiée.

La quantité de plutonium dans les RNR, notée Pu_{RNR}, est calculée comme étant la somme des masses de plutonium dans chaque RNR, normalisée par N^c_{RNR}. La quantité de plutonium en cycle, Pu_{cycle}, prend en compte les inventaires compris dans chacune des installations : les REP, les RNR, les différents entreposages, les piscines et les usines de fabrication. La quantité de plutonium présente dans les déchets est négligée : elle est uniquement due aux décroissances des curium 242, 243 et 244, la séparation du plutonium au cours des étapes de retraitement étant supposée parfaite.

La qualité du plutonium dans chaque installation X est définie dans ce travail par le ratio entre la quantité en isotopes impairs principaux (^{239}Pu, ^{241}Pu), notée Pu^i_X, et la quantité en isotopes pairs principaux (^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{242}Pu), notée Pu^p_X. L'équation (4.6) décrit formellement la qualité en plutonium notée Q en fonction des quantités des principaux isotopes du plutonium notées q. La qualité du plutonium peut être aussi définie, dans la littérature, comme la proportion des isotopes fissiles dans le vecteur plutonium. Cette valeur représente la même information. Dans cette étude, la qualité du plutonium n'est utilisée que qualitativement pour l'analyse des inventaires en plutonium à charger dans les réacteurs.

$$Q_X^{Pu} = \frac{q_{Pu^i_X}}{q_{Pu^p_X}} = \frac{q_{^{239}Pu} + q_{^{241}Pu}}{q_{^{238}Pu} + q_{^{240}Pu} + q_{^{242}Pu}} \tag{4.6}$$

L'étude s'intéresse ensuite aux quantités d'actinides mineurs produites. En effet, si le plutonium est considéré comme une matière valorisable pour un parc intégrant des RNR, alors les actinides mineurs sont les déchets à l'impact dominant sur le long terme. L'utilisation accrue du plutonium dans des parcs mixtes va augmenter la production d'actinides mineurs fortement radiotoxiques, la puissance résiduelle va croître de même que l'émission de neutrons et d'alpha. Les quantités à gérer pourraient être un frein au déploiement des RNR et avoir un impact important sur le dimensionnement des entreposages et du stockage définitif, en augmentant le nombre de verres à gérer par exemple.

Enfin, en cas de changement de stratégie vers une phase de sortie, le plutonium devient alors un déchet au même titre que les actinides mineurs. Idéalement, les inventaires en plutonium et en actinides mineurs, autrement appelés transuraniens, doivent alors être minimisés. L'observable traduisant la quantité de plutonium et d'actinides mineurs totale est alors l'observable d'intérêt.

4.2 Analyse des résultats

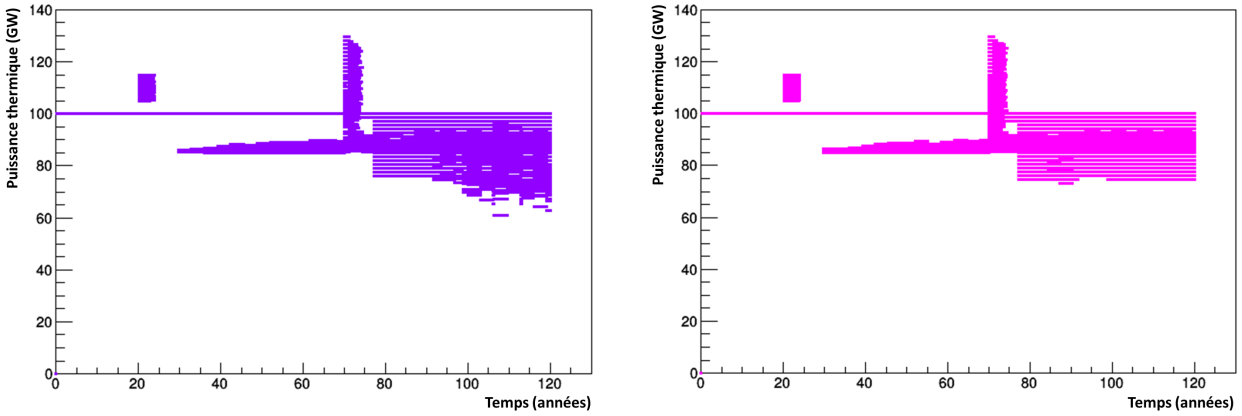
4.2.1 Impact de l'intégration des réacteurs de type ASTRID

4.2.1.1 Contraintes de fonctionnement du parc mixte

Lorsque la quantité de matière fissile disponible dans les entreposages associés à la fabrication du combustible d'un réacteur donné est insuffisante, alors un défaut de chargement est observé. Dans ce cas, le réacteur n'est pas chargé ce qui entraîne une chute de la puissance totale du parc. Les défauts de chargement sont aussi appelés *missload* dans la suite. Les figures (4.3) (a) et (b) montrent, respectivement pour le cas A et le cas B, l'évolution de la puissance pour chacune des trajectoires simulées. Nous observons des chutes et des pics de puissance, bien que celle-ci soit supposée constante.

Les pics de puissance apparaissent aux changements de phase du scénario, comme expliqué précédemment. Ils traduisent le double chargement d'un réacteur sur une courte période. Le dernier cycle d'irradiation de la phase *n* n'est pas encore terminé alors que le premier cycle de la phase *n+1* commence.

Par ailleurs, dans les deux familles de scénarios, il est possible d'identifier des trajectoires qui montrent une chute de la puissance induite par les défauts de chargement. La proportion de défauts de chargement dans le cas A est nettement supérieure car les combustibles RNR usés ne sont pas recyclés. Cette proportion plus faible de *missload* pour le cas B peut aisément être expliquée par la disponibilité des matières issues des combustibles RNR usés pour la fabrication des combustibles neufs. Ainsi, pour le cas B, 45% des scénarios présentent un défaut de chargement (903 scénarios) contre 55% pour le cas A (545 scénarios).



(a) Sans recyclage des combustibles RNR (b) Avec recyclage des combustibles RNR

FIGURE 4.3 – Évolution de la puissance thermique du parc en fonction du temps, respectivement pour le cas A en (a) et le cas B en (b)

La cause provoquant un défaut de chargement est donc le manque de matière fissile dans l'un des entreposages S1 ou S2. La figure (4.4) identifie, pour le cas B, les entreposages responsables, en représentant les cas sans défaut de chargement, les *missload* dus à un manque de matière dans l'entreposage S1 empêchant le REP-MOX de fonctionner et les cas où le stock S2 est vidé induisant l'arrêt de certains RNR. Les points rouges correspondent au manque de matière fissile simultané dans S1 et S2.

Le non chargement des RNR entraîne des paliers horizontaux de puissance discrets, la chute de puissance étant de 1490 MW_{th} entre deux paliers successifs. Pour les REP, la chute de puissance est liée à la fraction de la puissance REP produite par le macro-REP-MOX, elle est donc différente pour chaque trajectoire. Le non chargement se traduit dans ce cas par une variation continue de la puissance visible sur les graphiques.

Importance de la proportion de chacun des réacteurs dans le parc

Naturellement, les paramètres ayant un impact prépondérant sur l'occurrence de ces défauts de chargement sont la fraction de la puissance produite par les REP-MOX pour l'entreposage S1 et le nombre de RNR pour l'entreposage S2.

Ainsi, les figures (4.5) montrent la puissance totale du parc en fonction du temps et de la F^b_{MOX} dans la phase b, lorsque l'entreposage S1 est vidé (quantité de plutonium inférieure à 100 tonnes, *i.e.* correspondant à environ 1,5 REP-MOX), respectivement dans le cas A puis

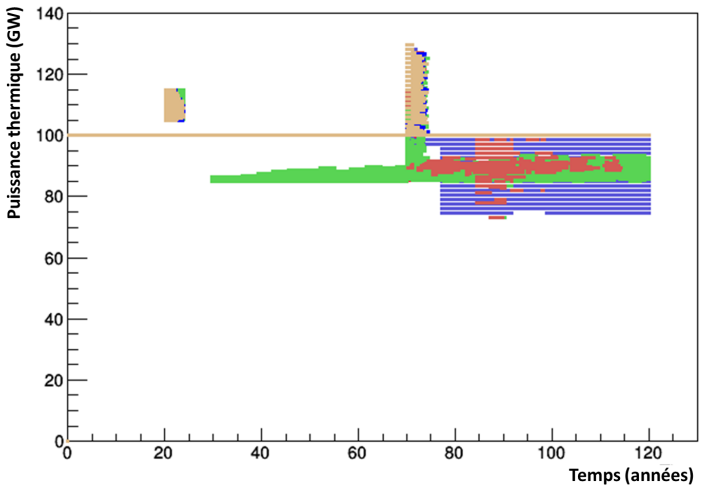
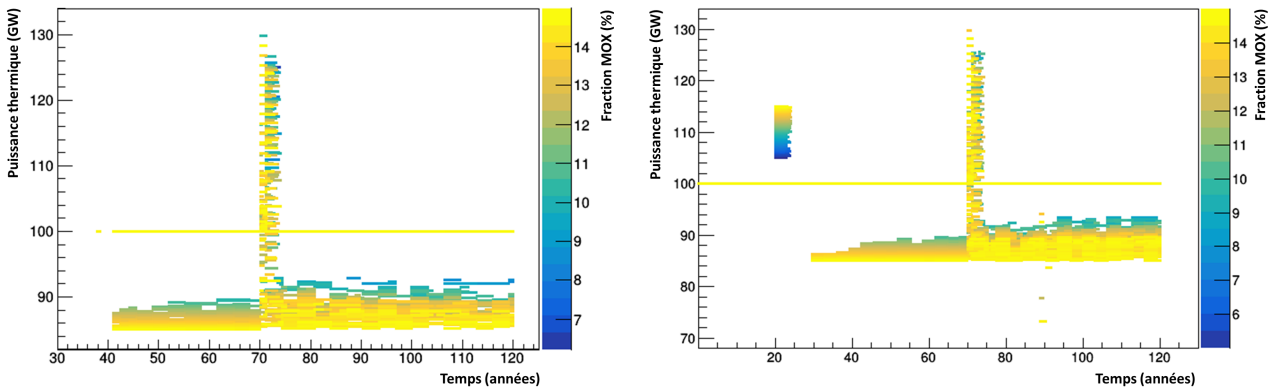


FIGURE 4.4 – Évolution de la puissance en fonction du temps ; en beige les scénarios du cas B sans défaut de chargement, en vert les scénarios où S1 est vidé, en bleu les scénarios où S2 est vidé et en rouge les scénarios où S1 et S2 sont simultanément vidés

le cas B. Les trajectoires qui montrent une chute de puissance, présentent donc une fraction de REP-MOX trop importante vis-à-vis de la production de plutonium dans les REP-UOX.

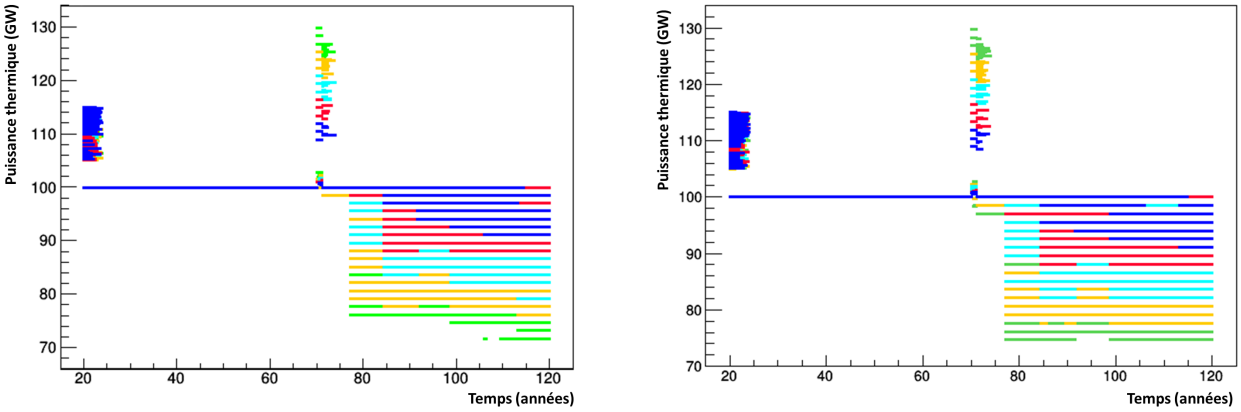
Les figures (4.6) illustrent, respectivement pour le cas A puis le cas B, la puissance totale du parc en fonction du temps et du nombre de RNR lorsque l'entreposage S2 s'épuise (quantité de plutonium inférieure à 150 tonnes, *i.e.* correspondant à environ 4 RNR). Pour les trajectoires qui montrent une puissance inférieure à 100 GW_{th}, le nombre de RNR est trop important vis-à-vis de la production de matière fissile dans les REP-MOX. Par ailleurs, dans le cas A, le recyclage des combustibles RNR usés étant omis, les entreposages S1 et S2 peuvent être vidés simultanément (quantité de plutonium inférieure à 100 tonnes dans chacun des entreposages), comme le montre la figure (4.7) en bleu. Toute la matière fissile se trouve alors dans S3.



(a) Sans recyclage des combustibles RNR (b) Avec recyclage des combustibles RNR

FIGURE 4.5 – Impact de la fraction de la puissance REP produite par des REP-MOX sur l'épuisement de la matière fissile dans S1, respectivement pour les cas A en (a) et B en (b)

Les deux paramètres, F^b_{MOX} et N^c_{RNR}, permettent donc d'identifier les contraintes de fonctionnement des parcs mixtes étudiés. Ainsi, pour cette étude, aucun scénario ne présente de



(a) Sans recyclage des combustibles RNR (b) Avec recyclage des combustibles RNR

FIGURE 4.6 – Impact du nombre de RNR sur l'épuisement de la matière fissile dans S2, respectivement pour le cas A en (a) et le cas B en (b) : en vert N^c_{RNR}>17,5, en jaune 17,5>N^c_{RNR}>14,5, en bleu clair 14,5>N^c_{RNR}>11,5 en rouge 11,5>N^c_{RNR}>8,5 et en bleu foncé 8,5>N^c_{RNR}

défaut de chargement si F^b_{MOX} est inférieure à 9% et N^c_{RNR} est inférieur à 6 unités. Cependant, les options de recyclage choisies modulent ces résultats et permettent de relaxer légèrement les limites de F^b_{MOX} et N^c_{RNR} suivant les stratégies envisagées. Les paramètres S^{in}_{RNR} et S^{out}_{RNR} ont, en effet, un impact fort sur les défauts de chargement.

Importance de la stratégie de recyclage

Les figures (4.8) (a) et (b) se concentrent sur l'impact de l'option de recyclage associée à la fabrication des combustibles RNR neufs dans le cas B. Le graphique (a) fait apparaître en bleu les scénarios pour lesquels seul S2 est utilisé par l'usine et en vert lorsque l'usine dispose de S1 et S2. Cette illustration met en évidence le fait que les défauts de chargement des RNR ont presque systématiquement lieu lorsque uniquement S2 est sollicité. Par ailleurs, le REP-MOX est impacté quelle que soit la valeur prise par le paramètre S^{in}_{RNR}. Le graphique (b) est une photographie à 120 ans des couples formés par la fraction de la puissance REP produite par les REP-MOX et le nombre de réacteurs de type ASTRID lorsqu'il y a un défaut de chargement. Cette illustration confirme que lorsque S1 et S2 sont utilisés pour le chargement des RNR, visible en rouge, les *missload* s'expliquent par la fraction de REP-MOX dans le parc et ce quel que soit le nombre de réacteurs de type ASTRID. Une limitation de la fraction de la puissance REP produite par les REP-MOX à 9% permet de s'affranchir des défauts de chargement. *A contrario*, si S2 est le seul entreposage utilisé pour la fabrication des combustibles RNR, visible en bleu, alors les REP-MOX et certains RNR ne sont pas chargés. La fraction de REP-MOX et le nombre de RNR bornent conjointement le fonctionnement du parc avec les valeurs présentées précédemment. Seule la zone de l'espace pour laquelle la fraction de la puissance REP produite par les REP-MOX est inférieure à 9% et le nombre de RNR inférieur à 6 unités donne assurément des trajectoires sans défaut de chargement.

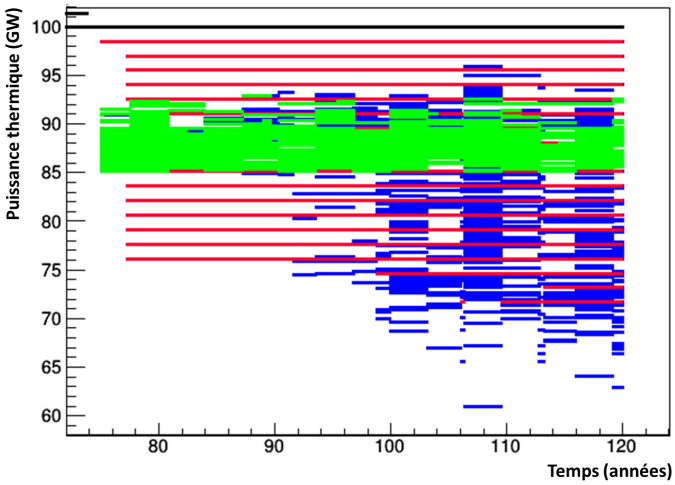
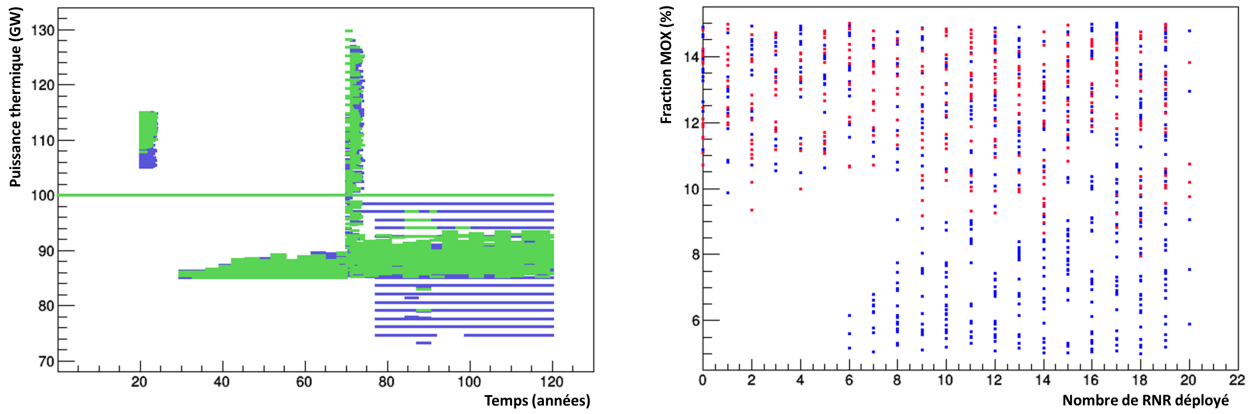


FIGURE 4.7 – Limitation dans le cas A due à l'absence de recyclage des combustibles RNR usés, S1 et S2 sont simultanément épuisés : en vert les RNR fonctionnent, en rouge le macro-REP-MOX fonctionne, en bleu le macro-REP-MOX et des RNR s'arrêtent

Nous en concluons que les conditions de recyclage des combustibles RNR usés contraignent particulièrement les conditions de déploiement des RNR lorsque S2 est la seule option pour l'usine de fabrication, c'est-à-dire lorsque les combustibles RNR sont fabriqués sans recycler de combustibles REP-UOX usés.



(a) Puissance en fonction du temps

(b) F^b_{MOX} en fonction de N^c_{RNR}

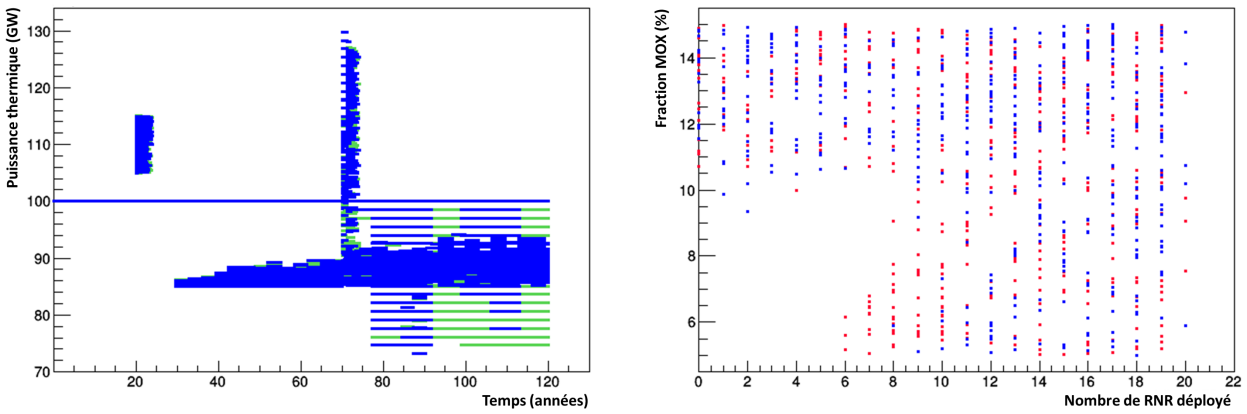
FIGURE 4.8 – Impact du paramètre S^{in}_{RNR} sur les défauts de chargement dans le cas B. (a) Évolution de la puissance du parc lorsque l'usine de fabrication des combustibles RNR utilise S2 en bleu ou S1 et S2 en vert. (b) Sélection à 120 ans des couples formés par la fraction de REP-MOX et le nombre de RNR lorsqu'il y a *missload* et que l'usine pioche dans S2 en bleu ou dans S1 et S2 en rouge

Les figures (4.9) illustrent l'impact des options de recyclage associées au traitement des combustibles RNR usés : soit ils sont entreposés dans S2 avec les combustibles REP-MOX usés, en vert sur le graphique (a), soit dans S1 avec les combustibles REP-UOX usés, en bleu

sur ce même graphique. L'impact du paramètre S^{out}_{RNR} est moins net que celui de S^{in}_{RNR}, visible sur la figure (4.8) (a).

D'une part, lorsque les combustibles RNR usés et REP-MOX usés sont mélangés, en bleu sur la figure (a), nous observons un fort nombre de *missload* pour les REP-MOX alors qu'il est plus faible pour les RNR. Le graphique (b), qui représente à 120 ans les paramètres F^b_{MOX} et N^c_{RNR} associés en bleu, montre l'importance de ces deux variables pour déterminer les réacteurs non chargés. En effet, les points bleus recouvrent une grande partie de l'espace de variation : il peut y avoir jusqu'à 7 RNR et une fraction de la puissance produite par les REP-MOX, allant jusqu'à 9%, pour que le parc fonctionne sans défaut de chargement.

D'autre part, lorsque les combustibles RNR usés et REP-UOX usés sont mélangés, en vert sur le graphique (a), beaucoup de *missload* touchent les REP-MOX et les RNR. Les points rouges de la figure (b) montrent que, F^b_{MOX} et N^c_{RNR}, sont de nouveau deux variables qui déterminent les réacteurs non chargés. La plage de fonctionnement du parc la plus réduite pour éviter les *missload* est retrouvée : une fraction de la puissance du parc produite par les REP-MOX inférieure à 9% et moins de 6 RNR déployés et ce quel que soit l'entreposage défini par la variable S^{in}_{RNR}. Tous les points rouges correspondant à des valeurs de F^b_{MOX} inférieure à 9% contraignant N^c_{RNR}, sont à associer au cas où S^{in}_{RNR} définit l'entreposage S2. Ces trajectoires correspondent donc à une stratégie de fabrication des combustibles RNR neufs utilisant uniquement des combustibles REP-MOX usés. Cela crée des tensions importantes sur les quantités de matières fissiles disponibles dans S2.



(a) Puissance en fonction du temps

(b) F^b_{MOX} en fonction de N^c_{RNR}

FIGURE 4.9 – Impact du paramètre S^{out}_{RNR} sur les défauts de chargement dans le cas B. (a) Évolution de la puissance du parc lorsque les combustibles RNR usés sont entreposés dans S2 en bleu et dans S1 en vert. (b) Sélection à 120 ans des couples formés par la fraction de REP-MOX et le nombre de RNR lorsqu'il y a *missload* et que les combustibles RNR usés sont entreposés dans S2 en bleu et dans S1 en rouge

4.2.1.2 Ce qu'il faut retenir pour les défauts de chargement

En résumé, l'étude de l'évolution de la puissance du parc en fonction du temps met en évidence la présence de chutes de puissance. Ces chutes sont identifiées dans 55% des trajectoires du cas A et dans 45% des trajectoires du cas B. L'analyse des défauts de chargement montre que les variables F^b_{MOX} et N^c_{RNR} sont déterminantes pour assurer le fonctionnement des parcs mixtes simplifiés simulés ici. La plage de fonctionnement du parc assurant l'absence

de *missload* considère une fraction de la puissance REP produite par les REP-MOX inférieure à 9% et moins de 6 RNR déployés. Cependant, les stratégies de recyclage définies peuvent assouplir ces contraintes, notamment les conditions de déploiement des RNR.

D'une part, pour un nombre de RNR de type ASTRID isogénérateur de plutonium variant entre 0 et 20 unités, le déploiement est très peu limité si l'usine de fabrication des combustibles RNR neufs peut se servir en plutonium dans les entreposages S1 et S2. Cela signifie que les combustibles RNR sont fabriqués à partir des stocks de combustibles UOX et MOX usés. D'autre part, le mélange des combustibles RNR-MOX usés et REP-MOX usés permet de démarrer jusqu'à 8 unités de RNR, représentant 12% de la puissance du parc, sans provoquer de défauts de chargement, même si les combustibles RNR ne sont produits qu'à partir des combustibles MOX usés.

Les scénarios considérés dans la suite de l'étude ne présentent aucun défaut de chargement qui pourrait biaiser les analyses sur les inventaires de matières en cycle et aux déchets.

4.2.1.3 Analyse de la production de plutonium

Le plutonium est une ressource stratégique pour un parc mixte composé de RNR et de REP. Comme nous l'avons vu dans le chapitre 1, son statut est particulièrement ambigu dans le cas d'une stratégie d'attente du déploiement ou non des RNR. Les parcs mixtes simplifiés simulés n'intègrent que quelques unités de RNR et sont donc représentatifs de cette situation d'attente et de début de transition. L'étude de l'inventaire de plutonium en cycle dans les scénarios du cas A et du cas B est donc particulièrement importante. Les quantités de plutonium et sa qualité fissile sont quantifiées, dans un premier temps, dans les réacteurs de type ASTRID isogénérateur de plutonium, puis à l'échelle du cycle complet. La quantité de plutonium envoyée aux déchets dans les étapes de fabrication des combustibles est nulle. En fin de scénario, entre 500 kg et 6 tonnes de plutonium sont présents aux déchets. Cette quantité, due aux décroissances de certains isotopes du curium, est négligeable par rapport aux quantités en cycle comme nous le montrons dans la suite, le plutonium vitrifié n'est donc pas analysé ici.

Impact du cycle sur le comportement du réacteur de type ASTRID

Suivant les options de recyclage choisies dans les scénarios simulés, l'usine de fabrication du combustible RNR neuf dédié au réacteur de type ASTRID peut utiliser les matières fissiles disponibles dans les entreposages S1 et S2. S1 contient, suivant les stratégies simulées, soit seulement des combustibles REP-UOX usés, soit des combustibles REP-UOX et RNR-MOX usés. Pour sa part, S2 peut contenir soit seulement des combustibles REP-MOX usés soit des combustibles REP-MOX et RNR-MOX usés. Après 2 ans de fabrication, les combustibles RNR-MOX neufs sont chargés dans les différentes unités de RNR.

La figure (4.10) montre, pour la famille de scénarios B, les variations des quantités moyennes de plutonium dans chacune des six zones combustibles des réacteurs de type ASTRID pour chaque trajectoire. Cette illustration confirme que les zones fertiles génèrent du plutonium alors que les zones fissiles incinèrent le plutonium. Les figures (4.11) représentent l'évolution de la qualité du plutonium suivant les zones du réacteur : (a) dans les zones fertiles, (b) en considérant une qualité moyenne pour les zones fissiles. Dans chaque zone, la qualité du plutonium, évaluée par l'équation (4.6), diminue au cours de l'irradiation, cependant, les profils des courbes sont très différents. Ainsi, dans les zones fertiles, au départ, il n'y a pas de plutonium,

le premier isotope à apparaître est le plutonium 239, la qualité est très élevée ; elle chute au fur et à mesure que le plutonium 240 est formé. Pour les zones fertiles, le point de départ de ces courbes est disjoint. Ceci est un effet induit par l'échantillonnage temporel des simulations dans le code CLASS, les captures sur l'uranium 238 ayant lieu quasi-immédiatement dans la plaque fertile interne. En fin d'irradiation, la qualité du plutonium dans les couvertures fertiles, de l'ordre de 10, est deux fois plus importante que dans la plaque fertile interne, elle même supérieure d'un facteur deux à la qualité moyenne maximale du plutonium dans les zones fissiles. Cette dernière varie dans un rapport 1 et 2,5. Cette variation est liée à la teneur moyenne en plutonium des zones fissiles en début de cycle, comme le montre la coloration de la figure (b). Ainsi, il pourrait être intéressant d'étudier des stratégies de recyclage spécifiques pour les combustibles usés issus des couvertures fertiles. Cette séparation du plutonium issus des combustibles RNR usés n'est cependant pas analysée ici.

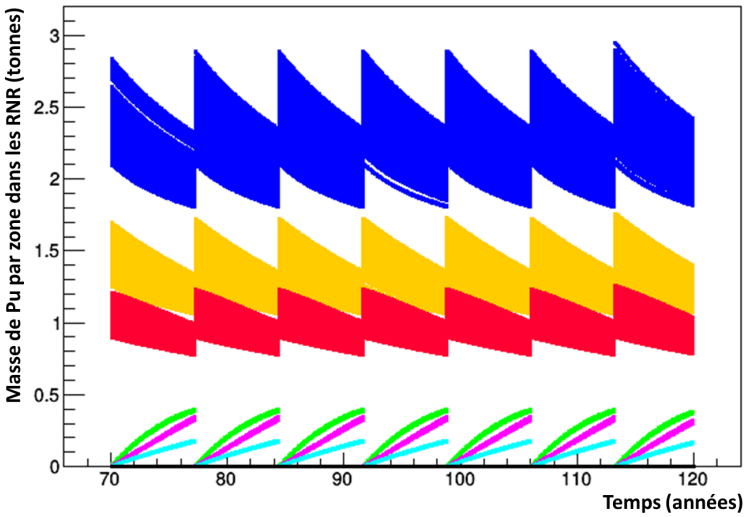
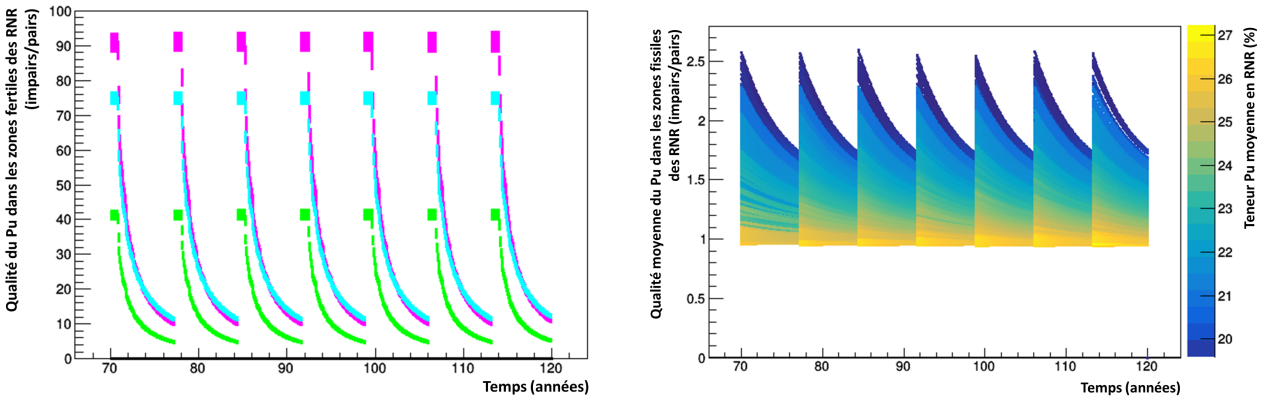


FIGURE 4.10 – Évolution de la quantité moyenne de plutonium dans chaque zone du réacteur de type ASTRID, dans le cas B : les zones fissiles interne supérieure en jaune, interne inférieure en rouge, externe en bleue foncé, la plaque fertile interne en vert, les couvertures fertiles interne en rose, externe en bleu clair

Les figures (4.12) présentent la variation de la quantité de plutonium total au cours des cycles successifs d'irradiation dans un RNR, (a) dans le cas A et (b) dans le cas B. Ces deux courbes ont la même allure : la quantité moyenne de plutonium chargée en début de cycle varie entre 4 et 6 tonnes. La teneur moyenne en plutonium des zones fissiles, notée T_{Pu}^{moy} et représentée par la variation de couleur, se trouve comprise entre 19% et 27%. Ces gammes de variations sont cohérentes avec les valeurs de référence associées au concept ASTRID [34]. En effet, pour la composition de référence, la masse initiale de plutonium chargée dans le réacteur ASTRID est d'environ 5 tonnes, la teneur moyenne en plutonium valant 21,77%, comme introduit dans le chapitre 2. Les figures (4.12) montrent une corrélation entre le mode de fonctionnement du RNR et la teneur moyenne en plutonium des zones fissiles. Ainsi, plus T_{Pu}^{moy} augmente, plus le RNR tend à se comporter comme un incinérateur de plutonium, à l'inverse, lorsque T_{Pu}^{moy} diminue, le RNR devient surgénérateur. Cela entraînerait en cas de recyclage infini des combustibles RNR usés, une convergence de la quantité de plutonium vers

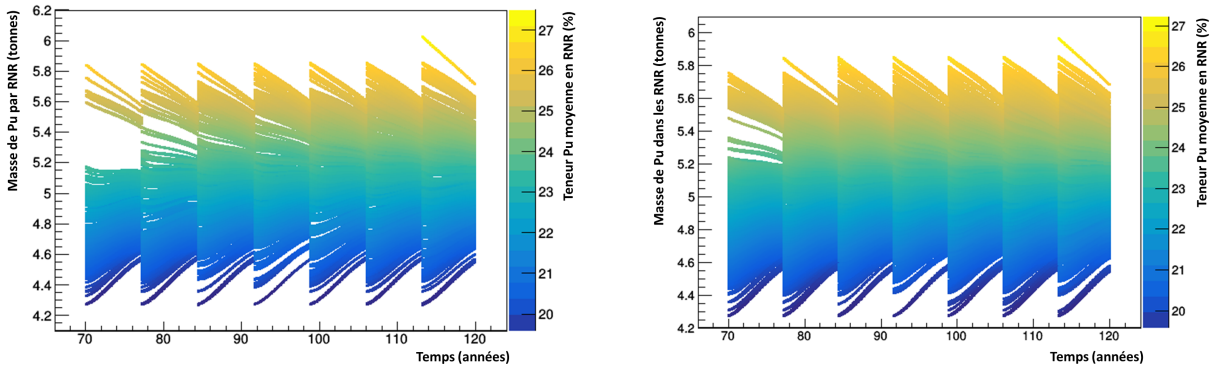


(a) Zones Fertiles (b) Zones Fissiles

FIGURE 4.11 – Évolution, pour le cas B, de la qualité du plutonium, (a) dans les zones fertiles : la plaque fertile interne en vert, la couverture fertile interne en rose et externe en bleu clair et (b) dans les zones fissiles : qualité moyenne en fonction de la teneur moyenne en plutonium des zones fissiles

une quantité d'équilibre. Les variations de plutonium observées au cours d'un cycle sont au maximum de +360 kg ou de -300 kg soit une variation comprise entre -208 kg par $GW.h_e$ et +250 kg par $GW.h_e$. Le RNR, avec la même modélisation, peut ainsi générer jusqu'à 8,5% de sa masse initiale de plutonium et en incinérer jusqu'à 5%. Pour rappel, dans sa configuration de référence, présentée dans le chapitre 2, le RNR de type ASTRID isogénérateur de plutonium est légèrement surgénérateur, cette surgénération représente 2,8% du chargement initial.

Nous retrouvons le fait que la propriété d'isogénération du RNR modélisé ici est dépendante de la stratégie du cycle, comme nous l'avions évoqué dans le chapitre 2.

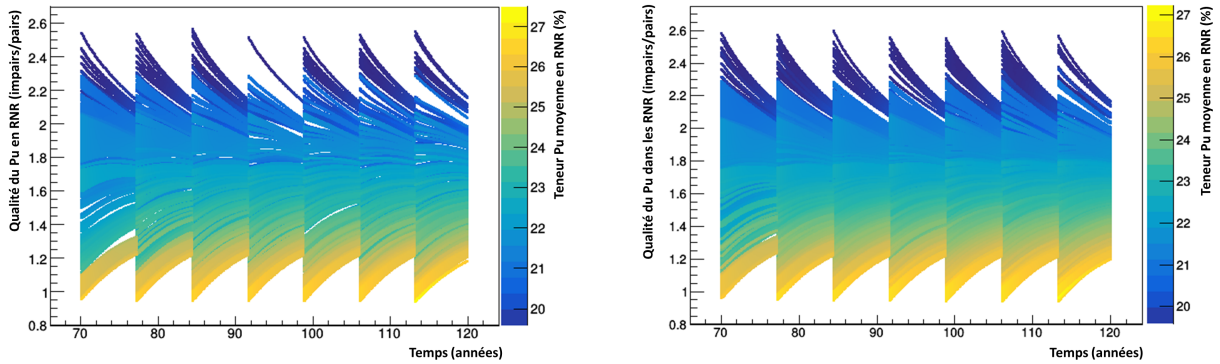


(a) Sans recyclage des combustibles RNR (b) Avec recyclage des combustibles RNR

FIGURE 4.12 – Évolution de la quantité de plutonium en RNR au cours des irradiations successives, coloration en fonction de la teneur en plutonium moyenne, (a) pour le cas A et (b) pour le cas B

Les masses initiales de plutonium chargées en RNR, ajustées par le modèle de fabrication du combustible neuf présenté dans le chapitre 3, varient à l'inverse de la qualité fissile du plutonium. Les figures (4.13) illustrent cette assertion en présentant la variation de la qualité de plutonium au cours des cycles successifs d'irradiation en RNR pour le cas A et le cas B. De

nouveau, la coloration représente la teneur moyenne en plutonium. La qualité du plutonium varie, au début de chaque cycle d'irradiation, entre un rapport 0,9 et un rapport 2,6. Quelle que soit la famille de scénarios considérée, une corrélation entre la teneur moyenne en plutonium et la qualité du plutonium est visible. Une masse importante est nécessaire pour que le réacteur soit critique lorsque le plutonium disponible présente un défaut d'isotopes fissiles, puis, au cours de l'irradiation, la qualité de ce plutonium, globalement peu fissile, tend à s'améliorer. L'observation est inversée lorsque le plutonium disponible est fortement fissile. Ceci induirait en cas de recyclage infini en RNR, la convergence de la qualité du plutonium vers une qualité d'équilibre.

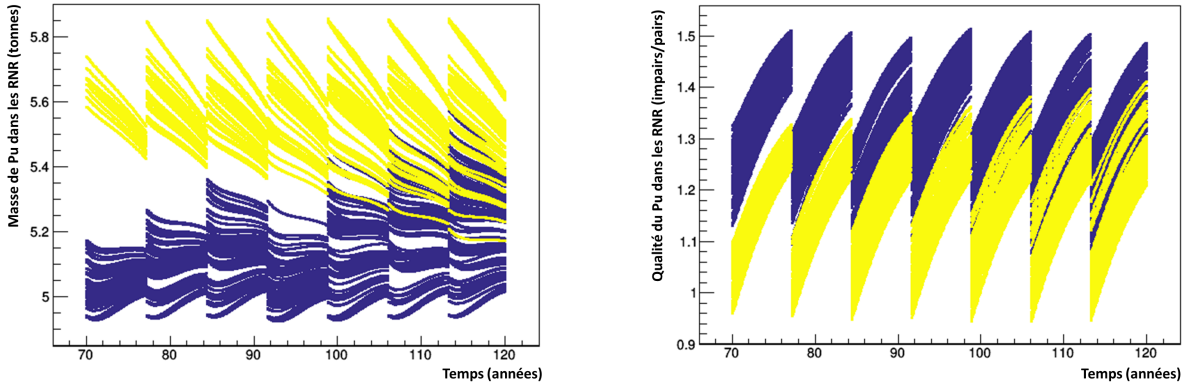


(a) Sans recyclage des combustibles RNR (b) Avec recyclage des combustibles RNR

FIGURE 4.13 – Évolution de la qualité de plutonium en RNR au cours des irradiations successives, coloration en fonction de la teneur moyenne en plutonium, (a) pour le cas A et (b) pour le cas B

Cette vue d'ensemble, montre que le mode de fonctionnement du RNR s'adapte aux matières fissiles disponibles ; son comportement moyen est bien proche de l'isogénération du plutonium. Cependant, certaines stratégies de recyclage peuvent définir le comportement du réacteur. Par exemple, les figures (4.14) (a) et (b) extraites respectivement des figures (4.12) (b) et (4.13) (b) montrent, pour le cas B, l'impact de deux variables du cycle, SM_{RNR} et S^{in}_{RNR}, sur la quantité et la qualité du plutonium des combustibles RNR neufs. Ces figures illustrent l'évolution de la quantité et de la qualité moyennes du plutonium au cours du temps dans les RNR lorsque l'usine de fabrication utilise seulement l'entreposage S2 contenant uniquement de combustibles REP-MOX usés. Dans ces conditions, la stratégie de classement des matières disponibles, LIFO en bleu et FIFO en jaune, influence fortement le comportement du RNR, comme le montre le graphique (a). La stratégie LIFO conduit à un fonctionnement particulièrement proche de l'isogénération. Par contre, avec une stratégie FIFO, le plutonium issu de combustibles REP-MOX usés, utilisé pour construire les combustibles RNR-MOX neufs, est plus ancien et donc de moins bonne qualité. Cela augmente sensiblement la masse initiale à charger entraînant un fonctionnement incinérateur des RNR. Au fur et à mesure du scénario, la quantité de combustible REP-MOX usé âgé diminue, la différence entre les matières fournies en LIFO ou en FIFO se réduit. En LIFO ou en FIFO, la qualité du plutonium s'améliore au cours du temps, comme le montre le graphique (b).

Ainsi, dans certaines conditions, l'utilisation des RNR pour améliorer la qualité du plutonium est possible.



(a) Quantité de plutonium

(b) Qualité du plutonium

FIGURE 4.14 – Évolution de la quantité (a) et de la qualité (b) de plutonium en RNR au cours des irradiations successives des scénarios du cas B lorsque l'usine de fabrication utilise seulement l'entreposage S2 avec une stratégie LIFO en bleue et FIFO en jaune

Le paramètre S^{out}_{RNR} déterminant l'entreposage dans lequel les combustibles RNR usés sont déchargés n'affecte pas le comportement du RNR : le multi-recyclage du plutonium en RNR permet au réacteur de fonctionner sans déteriorer la qualité du fissile.

Le cycle du combustible influence donc grandement le fonctionnement des réacteurs de type ASTRID et la quantité de plutonium nécessaire à leur chargement. Le paragraphe suivant s'intéresse à l'impact des RNR sur le cycle du combustible.

Effets induits par les réacteurs de type ASTRID sur le plutonium en cycle

Chacune des installations du cycle, hormis S0, peut contenir du plutonium. Dans un parc composé uniquement de REP-UOX et de REP-MOX, la quantité de plutonium en cycle est principalement pilotée par deux facteurs : le burnup des REP-UOX et la fraction de la puissance du parc produite par les REP-MOX [89]. La figure (4.15) l'illustre dans le cas B, à 65 ans, c'est-à-dire avant le démarrage des RNR, en présentant l'évolution de la quantité de plutonium en cycle en fonction du burnup des REP-UOX et de la fraction des REP-MOX. Lorsque le burnup des REP-UOX augmente, la quantité de plutonium diminue. De la même manière, plus la fraction de la puissance produite par les REP-MOX augmente plus la quantité de plutonium diminue.

Les REP-UOX sont générateurs de plutonium. A chaque déchargement, la quantité de plutonium dans les combustibles UOX usés augmente avec le BU_{UOX}, mais en normalisant à l'énergie produite, la production de plutonium est décroissante avec le BU_{UOX}, comme illustré sur la figure (4.16) (a). Plus le burnup des REP-UOX est grand, moins la qualité du plutonium produit est bonne, comme le montre la figure (4.16) (b). Cette chute de la qualité du plutonium, produit dans les REP-UOX, induit une augmentation de la teneur en plutonium du combustible REP-MOX neuf pour que le réacteur soit critique, comme le montre la figure (4.16) (c). Quel que soit le burnup des REP-UOX et donc la composition isotopique des combustibles MOX frais, les REP-MOX incinèrent le plutonium et principalement les isotopes fissiles, comme le montre la figure (4.16) (c) et (d).

Les figures (4.17) montrent l'évolution au cours du scénario de la quantité de plutonium

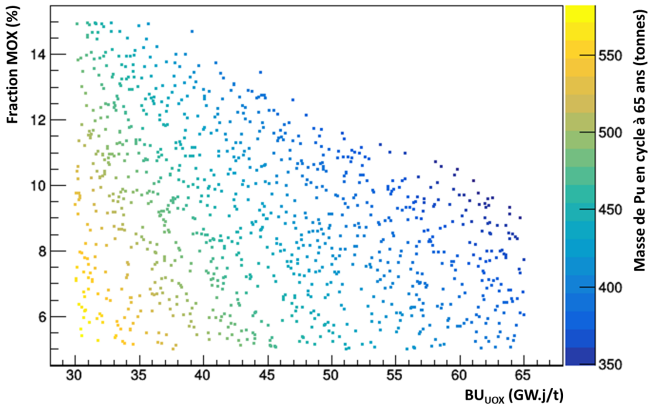
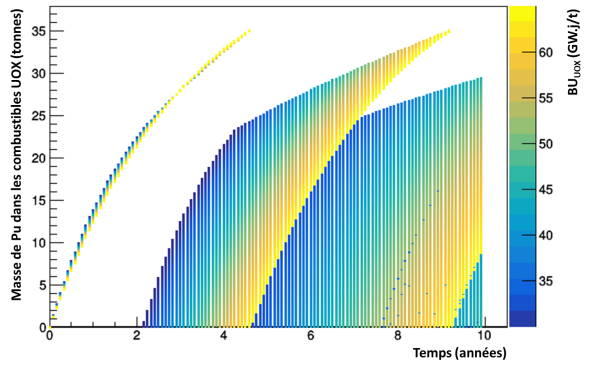


FIGURE 4.15 – Variation de la quantité de plutonium en cycle en fonction du burnup des REP-UOX et de la fraction des REP-MOX dans la phase b, à 65 ans pour le cas B

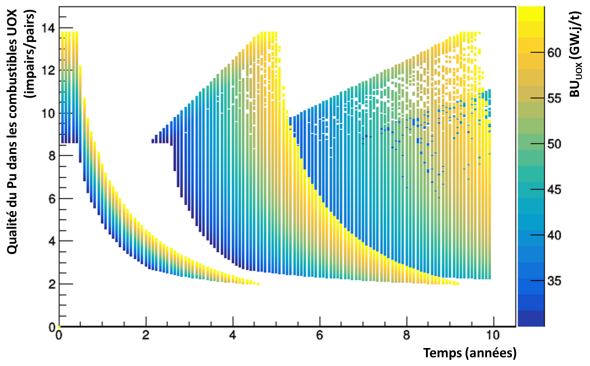
en cycle en fonction du burnup des REP-UOX, (a) avec recyclage ou (b) sans recyclage des combustibles RNR usés. Une légère diminution de la pente d'accroissement de la quantité de plutonium en cycle est visible à 20 ans : une partie de la puissance produite par les REP-UOX, générateurs de plutonium, est alors fournie par les REP-MOX, incinérateurs de plutonium. De même, à 70 ans, la puissance totale du parc étant constante, la pente diminue de nouveau à l'intégration des RNR, conçus pour être isogénérateurs de plutonium. Le burnup des REP-UOX est, tout comme dans les parcs REP, le facteur principal qui gère la quantité de plutonium en cycle dans les parcs mixtes REP/RNR. A la fin du scénario, la quantité de plutonium en cycle varie entre 500 tonnes et 1000 tonnes quelque soit le cas considéré. Cette conclusion sur l'impact du burnup des REP-UOX fait écho au travail effectué à la NEA [90], qui étudie ce type de parc mixte en modifiant les paramètres par la méthode du *One At a Time*.

Nous avons vérifié à partir des points de la figure (4.17) (b) à 120 ans que le burnup des REP-UOX n'est pas le seul paramètre qui intervient dans l'évolution de la quantité de plutonium en cycle. La fraction de la puissance REP produite par les REP-MOX et le nombre de RNR influencent aussi cette observable. Le comportement des parcs REP est retrouvé lorsque le nombre de RNR tend vers zéro. Plus le nombre de RNR augmente, moins cette quantité est importante. Plusieurs raisons combinées expliquent cela. D'une part, l'augmentation de la fraction de RNR induit la diminution de la fraction de REP et donc de la production de plutonium. D'autre part, dans certaines conditions, les RNR fonctionnent en mode incinérateur de plutonium, par exemple lorsque S1 et S2 sont utilisés pour construire les combustibles RNR neufs avec une stratégie de classement FIFO. Cette incinération freine mais ne permet cependant pas de compenser la production de plutonium par les REP-UOX, bien que leur fraction soit réduite. Ainsi, l'intégration de RNR dans un parc de REP a des conséquences directes sur les quantités totales de plutonium.

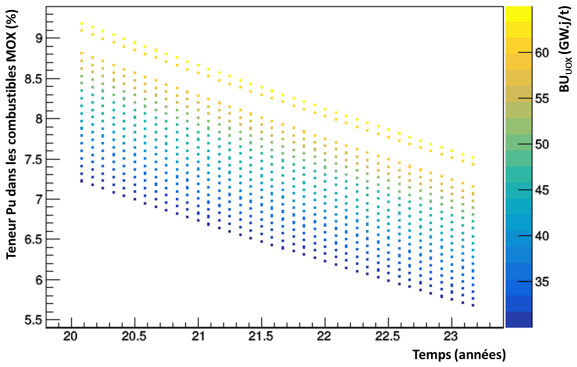
Les RNR, par le biais des options de recyclage associées, induisent aussi des effets sur le cycle, notamment en modifiant le fonctionnement des REP-MOX. Les figures (4.18) représentent l'évolution de la teneur en plutonium des combustibles REP-MOX quand S1 fournit aussi de la matière fissile à l'usine RNR suivant la stratégie de classement des matières, (a) pour le cas A, (b) pour le cas B. Les points de couleur corail correspondent à la stratégie de



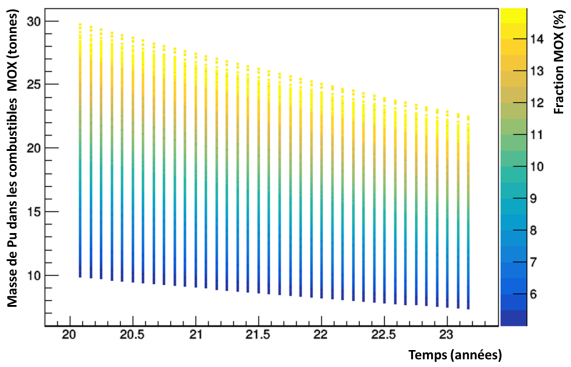
(a) Quantité de Pu dans les REP-UOX



(b) Qualité de Pu dans les REP-UOX



(c) Teneur en Pu dans les REP-MOX



(d) Quantité de Pu dans les REP-MOX

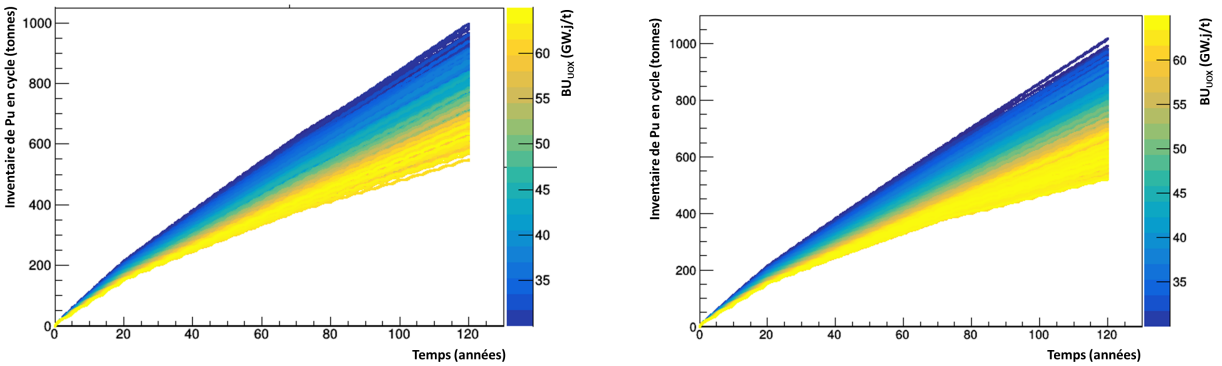
FIGURE 4.16 – Impact du burnup des REP-UOX, pour le cas B, (a) sur la quantité de plutonium et (b) sa qualité dans les REP-UOX, (c) sur la teneur en plutonium dans les REP-MOX ; (d) impact de la fraction des REP-MOX dans la phase b sur la quantité de plutonium dans les REP-MOX

gestion FIFO, les turquoises à celle de type LIFO. Pour le cas B, les combustibles RNR-MOX usés sont déchargés dans S2 pour simplifier la comparaison.

Ces deux graphiques montrent que la stratégie LIFO associée à la fabrication des combustibles RNR-MOX neufs entraîne une augmentation de la teneur en plutonium dans les REP-MOX. En effet, dans cette situation, les RNR et les REP-MOX sont en compétition pour charger le combustible le moins vieux présent dans S1, les deux stratégies étant LIFO. Il y a donc moins de combustible UOX jeune disponible pour fabriquer le combustible neuf pour les REP-MOX. Par conséquent, le REP-MOX utilise un plutonium de moins bonne qualité conduisant à des teneurs en plutonium de ces combustibles plus élevés. Lorsque la fabrication des combustibles RNR suit une stratégie FIFO, il n'y a plus de compétition pour le recyclage des combustibles UOX usés et la teneur en plutonium des combustibles chargés dans les REP-MOX varie peu.

De même que le choix des entreposages utilisés par l'usine de fabrication des combustibles RNR neufs a des conséquences directes sur le cycle, le choix des entreposages, dans lesquels les combustibles RNR usés sont déchargés, a une influence.

La figure (4.19) présente, pour le cas A, la qualité du plutonium entreposé dans S1, S2 et S3. Ce graphique montre que le combustible des RNR usés a généralement une qualité de plutonium supérieure au combustible issu des REP-MOX. Ainsi, nous en déduisons que le



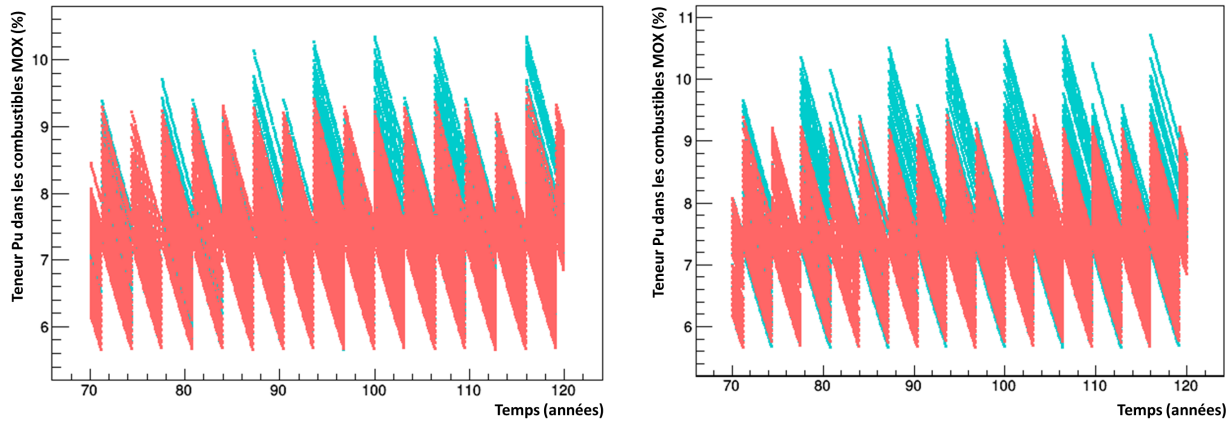
(a) Sans recyclage des combustibles RNR (b) Avec recyclage des combustibles RNR

FIGURE 4.17 – Évolution de la quantité de plutonium en cycle en fonction du burnup des REP-UOX, (a) dans le cas A et (b) dans le cas B

recyclage des combustibles REP-MOX usés en RNR améliore le plus souvent la qualité du plutonium. Ce résultat est cohérent avec les figures (4.13) (a) et (b), qui montrent qu'une forte teneur en plutonium dans les combustibles neufs des zones fissiles, c'est-à-dire fabriqué à partir de combustibles REP-MOX usés, est associée à un accroissement de la qualité du plutonium. Par ailleurs, la qualité du plutonium issu des combustibles RNR-MOX usés, est, en général, inférieure à celle des combustibles REP-UOX usés.

La figure (4.20) montre alors, dans le cas B, l'évolution de la teneur en plutonium dans les REP-MOX, en bleu lorsque les RNR se déchargent dans S2 et en vert lorsqu'il se déchargent dans S1. L'impact du mélange des combustibles usés issus des RNR-MOX et des REP-UOX est nettement visible sur les compositions des combustibles REP-MOX neufs. Il induit la détérioration de la qualité du plutonium disponible. Le recyclage des combustibles RNR-MOX usés en REP-MOX est donc possible, mais provoque une augmentation de la teneur en plutonium dans les REP-MOX parfois supérieure à la valeur seuil usuelle de 12% communément mentionnée dans la littérature [30][29][27]. La prise en compte systématique de ce paramètre à la fabrication des combustibles REP-MOX neufs induirait de nouvelles limites dans l'espace étudié du plan d'expérience.

La mise en œuvre d'un recyclage différencié des couvertures fertiles des RNR pourrait permettre de limiter l'impact du recyclage des combustibles RNR-MOX usés dans les REP-MOX. En effet, la qualité du plutonium issu des zones fertiles et notamment des couvertures est très élevée en fin d'irradiation, supérieure à celle présente dans les entreposages de combustibles REP-UOX usés. Une séparation des flux de combustibles RNR-MOX usés pourrait se révéler favorable sur le cycle. Une autre approche pourrait être de fabriquer les combustibles REP-MOX en mélangeant le plutonium issu de combustibles UOX et RNR usés pour maintenir une qualité suffisante. Ces deux possibilités complexifierait vraisemblablement le retraitement et la fabrication des combustibles.



(a) Sans recyclage des combustibles RNR (b) Avec recyclage des combustibles RNR

FIGURE 4.18 – Évolution de la teneur en plutonium des combustibles REP-MOX lorsque les combustibles RNR neufs sont fabriqués à partir de la matière fissile disponible présente dans S1 et S2 suivant la stratégie de classement, en turquoise pour LIFO et en corail pour FIFO : (a) dans le cas A et (b) dans le cas B, dans ce cas les combustibles RNR usés sont déchargés dans S2

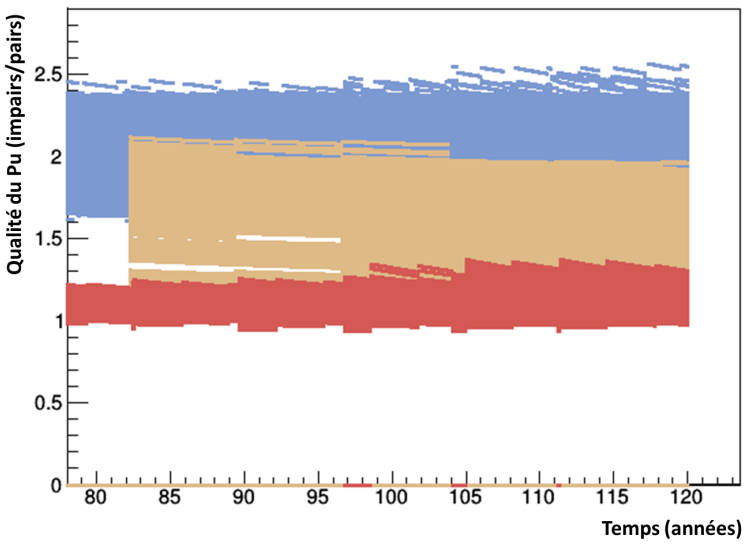


FIGURE 4.19 – Évolution de la qualité du plutonium présent dans S1 en bleu, dans S2 en rouge et en S3 en beige, pour les scénarios du cas A

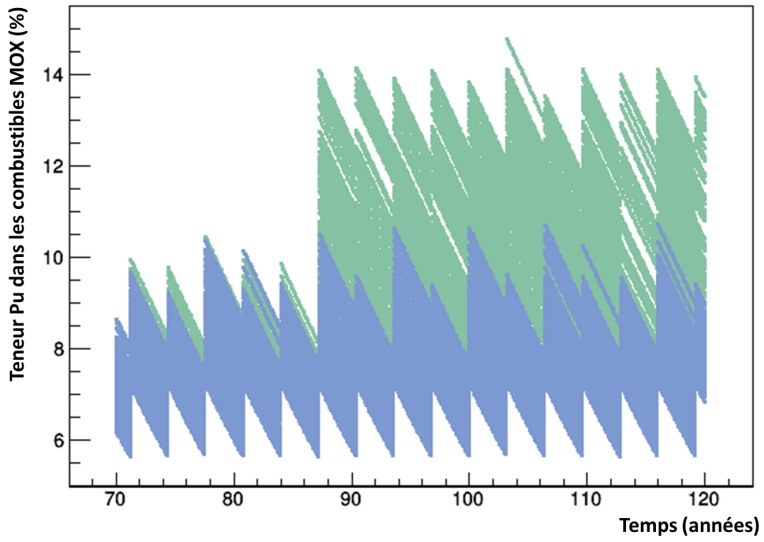


FIGURE 4.20 – Évolution de la teneur en plutonium des combustibles REP-MOX en fonction de l'entreposage où sont déchargés les combustibles RNR-MOX usés : déchargement dans S1 en vert et dans S2 en bleu

4.2.1.4 Ce qu'il faut retenir pour le plutonium

Nos résultats montrent que le recyclage ou non des combustibles RNR-MOX usés ne modifie pas les conclusions quant aux conséquences de l'intégration de RNR dans des parcs REP sur les inventaires en plutonium. La stabilisation du plutonium en cycle, en intégrant jusqu'à 30% de RNR de type ASTRID isogénérateur de plutonium, est impossible dans le cadre des deux hypothèses majeures de l'étude qui sont la puissance du parc maintenue à 100 GW_{th} et le rapport des fractions de REP-UOX et de REP-MOX constant entre les phases b et c.

Par ailleurs, dans cette étude, les RNR peuvent recycler les combustibles usés issus aussi bien des REP-UOX, des REP-MOX que des RNR-MOX, et ce y compris en cas de multi-recyclage du plutonium. Les conditions de recyclage des combustibles en amont et en aval des RNR ont des répercussions sur le cycle et peuvent influencer particulièrement le fonctionnement des REP-MOX. En effet, selon certaines stratégies de recyclage, la qualité du plutonium disponible pour les REP-MOX implique un dépassement de la limite industrielle de 12% de teneur pour les combustibles MOX frais.

Pour pallier cet effet sur les teneurs en plutonium dans les REP-MOX, des stratégies de recyclage des combustibles RNR-MOX usés plus fines devraient être étudiées.

4.2.1.5 Analyse de la production d'actinides mineurs

Les parcs REP actuels produisent des Actinides Mineurs (AM) qui sont vitrifiés lors des étapes de retraitement. Leur maintien en cycle permet de garder ouverte la possibilité de leur transmutation. Cependant, à court ou moyen terme, l'intégration de réacteurs RNR ne devrait pas remettre en question le statut des AM. En effet, le concept de RNR étudié ici n'a pas pour objectif, le recyclage des AM. Néanmoins, l'étude des conditions de minimisation

de la production d'AM en cas de transition vers un parc de RNR reste une problématique intéressante pour la gestion des déchets de haute activité à vie longue.

Cette partie s'intéresse donc, dans un premier temps, à la production de ces matières par le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium, puis, dans un second temps, à l'impact de son intégration dans des parcs REP sur la production d'AM à l'échelle globale. Les observables considérées sont la quantité totale d'AM, et la production de neptunium, d'américium et de curium.

Impact du cycle sur le comportement du réacteur de type ASTRID

Dans les combustibles RNR neufs, le seul actinide mineur présent est l'américium 241. Il est produit par décroissance du plutonium 241 pendant la phase de fabrication du combustible. Tous les autres isotopes sont produits en réacteur au cours de l'irradiation. La figure (4.21) illustre, pour le cas B, les variations des quantités moyennes d'actinides mineurs dans les RNR, d'américium dont l'^{241}Am, de neptunium et de curium. L'autre isotope d'américium fortement présent en réacteur est l'^{243}Am, l'analyse de sa production n'est pas faite ici, son impact sur le cycle étant moins pénalisant que l'^{241}Am. L'élément dominant en proportion dans les réacteurs de type ASTRID isogénérateur de plutonium est l'américium ; le curium et le neptunium sont nettement moins produits.

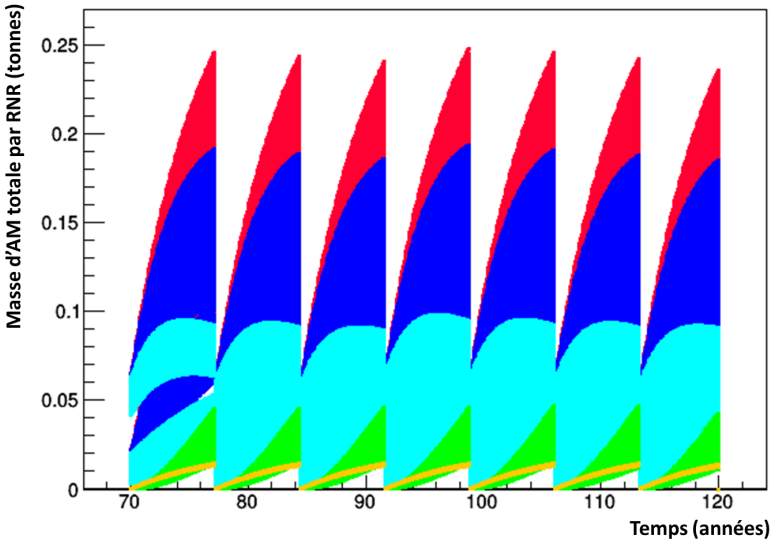
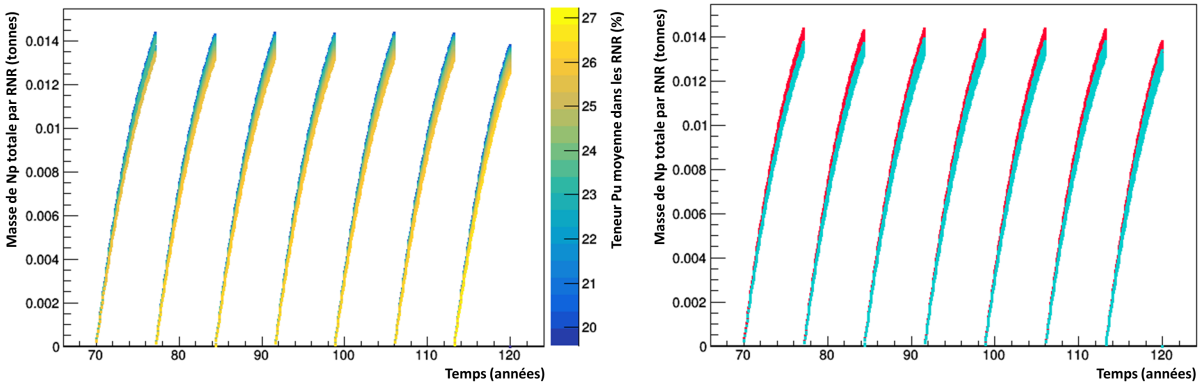


FIGURE 4.21 – Évolution de la quantité moyenne par RNR d'actinides mineurs en rouge, d'américium en bleu foncé incluant l'américium 241 en bleu clair, de neptunium en jaune et de curium en vert, pour le cas B

Le **neptunium**, principalement composé de l'isotope ^{237}Np, est majoritairement obtenu par la réaction (n,2n) sur l'uranium 238. Or, la quantité d'uranium 238 chargé dans les zones fertiles du RNR est constante, dans les zones fissiles, elle dépend de la teneur en plutonium des combustibles neufs. La production de neptunium dans le réacteur ASTRID est donc reliée à la variation de la teneur en plutonium des zones fissiles. La figure (4.22) (a) illustre ainsi le fait que plus la teneur moyenne en plutonium des zones fissiles diminue, plus la quantité de neptunium produite augmente. Cet impact de la teneur moyenne en plutonium est lié à

la stratégie de classement des matières utilisées pour la fabrication des combustibles RNR neufs. En effet, avec une stratégie LIFO, le vecteur plutonium est globalement moins dégradé qu'avec une stratégie FIFO, induisant une teneur moyenne en plutonium des zones fissiles plus faible et donc une production de neptunium supérieure. C'est ce qu'illustre la figure (4.22) (b).

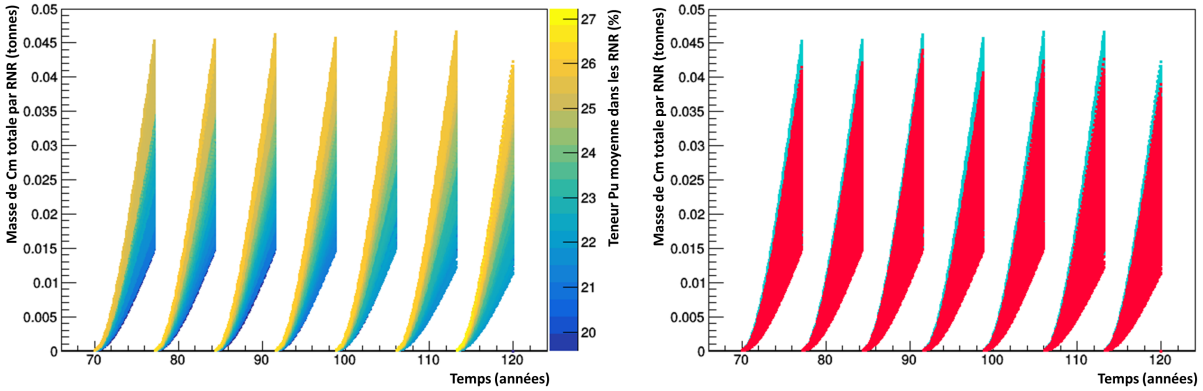


(a) En fonction de T_{Pu}^{moy} (b) En fonction de SM_{RNR}

FIGURE 4.22 – Évolution de la quantité moyenne par RNR de neptunium pour le cas B, en fonction (a) de la teneur moyenne en plutonium des zones fissiles, (b) de la stratégie de gestion des entreposages utilisée pour la fabrication des combustibles RNR neufs : LIFO en rouge et FIFO en bleu

Le **curium** formé en RNR est principalement composé des isotopes 243, 244 et 245. Ces isotopes sont issus des décroissances de certains isotopes de l'américium, puis de captures neutroniques successives, les isotopes de l'américium étant eux-mêmes produits par décroissance ou réaction neutronique sur les isotopes du plutonium, comme le montre le schéma (1.9) du chapitre 1. La quantité moyenne de curium produite par les RNR est donc reliée à la quantité de plutonium chargée dans les combustibles neufs, c'est-à-dire à la teneur moyenne en plutonium des zones fissiles, comme l'illustre la figure (4.23) (a). Plus la teneur moyenne en plutonium augmente, plus la qualité du plutonium chargé est dégradée, et donc plus la quantité moyenne de plutonium 240 et 242 est importante. Cela induit la formation de curium au cours de l'irradiation. Ce lien avec la qualité isotopique du plutonium dans les combustibles RNR neufs, implique un impact de la stratégie de gestion des matières utilisées par l'usine de fabrication des combustibles RNR. Ainsi, une stratégie LIFO entraîne une diminution de la production de curium et inversement avec une stratégie FIFO, comme le montre la figure (4.23) (b).

Comme le met en évidence la figure (4.21), l'**américium** est l'actinide mineur le plus produit en RNR, et parmi ses isotopes, l'**américium 241** est majoritaire. Il est directement issu de la désintégration β^- du plutonium 241, ce dernier ayant une période de décroissance de seulement 14,2 ans. Plus il y a de plutonium 241 dans le combustible chargé en RNR, plus l'inventaire d'américium 241 final est important. Cependant, nous devons nuancer cette relation. Deux profils différents sont visibles sur la figure (4.21), particulièrement au premier chargement. En effet, le cycle et ses options de recyclage influent fortement sur la production d'américium 241 et donc d'américium en RNR.



(a) En fonction de T_{Pu}^{moy} (b) En fonction de SM_{RNR}

FIGURE 4.23 – Évolution de la quantité moyenne par RNR de curium pour le cas B, en fonction (a) de la teneur moyenne en plutonium, (b) de la stratégie de gestion des entreposages utilisée pour la fabrication des combustibles RNR neufs : LIFO en rose et FIFO en turquoise

Les figures (4.24) (a) et (b) montrent, respectivement pour l'américium 241 et l'américium total, que cette superposition de comportement est dûe à la stratégie de classement des matières fournies à l'usine de fabrication du combustible RNR neuf. SM_{RNR} est le paramètre à l'impact principal.

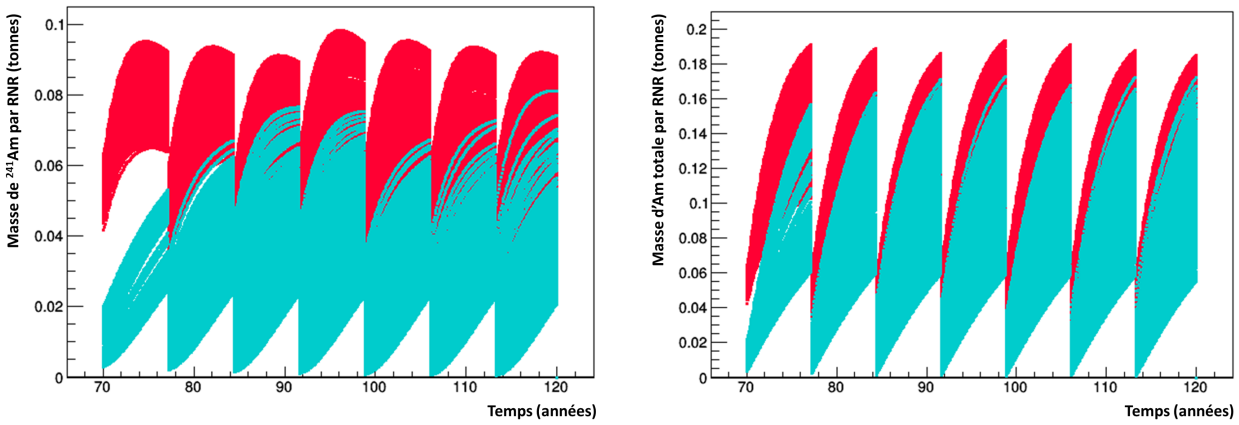
Avec une stratégie LIFO, les combustibles usés recyclés sont relativement jeunes, donc contiennent encore du plutonium 241 en quantité non négligeable. La quantité d'américium 241 produite pendant les deux ans de fabrication et présente au début de l'irradiation est donc plus importante qu'en FIFO. Cette quantité continue d'augmenter par décroissance du plutonium 241 jusqu'à un palier, voire une diminution en fin d'irradiation. Cet effet final traduit la compétition entre, d'une part, la production par décroissance du plutonium 241 dont la quantité diminue au fur et à mesure de l'irradiation et, d'autre part, la disparition par capture neutronique produisant de l'américium 242.

En FIFO, le plutonium 241 a fortement décru dans les entreposages, en amont de la séparation du plutonium et des AM. L'américium 241 est donc envoyé aux déchets. Les combustibles chargés contiennent alors moins de plutonium 241 et par conséquent peu d'américium 241. La figure (4.24) (a) montre que dans certains cas, la quantité d'américium 241 ne fait qu'augmenter, dans d'autres, le palier visible en LIFO est observé. Ce comportement est lié à la teneur initiale moyenne en plutonium 241, calculée avec la formule (4.7) où M_X^{tot} désigne la masse cumulée de l'élément ou de l'isotope X dans tous les RNR. Nous observons que si celle-ci est inférieure à 0,65% aucun palier n'est atteint, et la quantité moyenne de plutonium 241 par RNR augmente tout au long de l'irradiation. Un palier est visible pour les teneurs supérieures à 0,65%, cas pour lesquels la quantité de plutonium 241 diminue sous irradiation en RNR.

$$T_{^{241}Pu}^{moy} = \frac{M_{^{241}Pu}^{tot}}{M_{Pu}^{tot} + M_{U}^{tot} + M_{^{241}Am}^{tot}} \tag{4.7}$$

Bien que SM_{RNR} ait un impact fort sur le plutonium 241 et donc sur la production d'américium 241 en RNR, ce n'est pas le seul paramètre impactant. En effet, les autres variables du cycle, S_{RNR}^{in} et S_{RNR}^{out}, influent aussi sur la quantité d'américium 241 produite par les RNR.

La figure (4.25) (a) montre un exemple d'effet induit par S_{RNR}^{in}, avec une stratégie FIFO, avec de la matière issue exclusivement de S2 pour la fabrication des combustibles RNR neufs

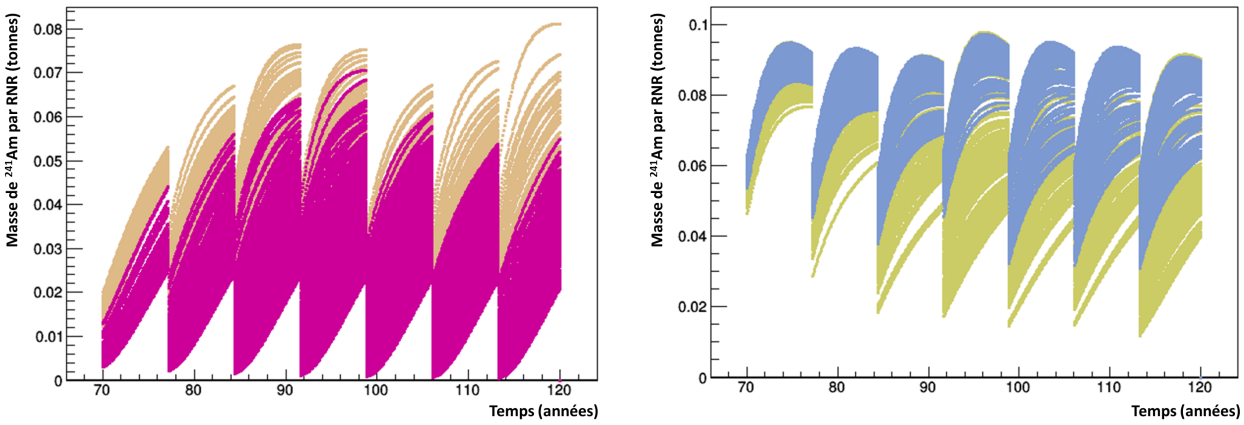


(a) Américium 241 (b) Américium total

FIGURE 4.24 – Évolution, suivant la stratégie de gestion des entreposages utilisée pour la fabrication des combustibles RNR neufs (LIFO en rouge, FIFO en turquoise), de la quantité moyenne par RNR (a) d'américium 241, (b) d'américium total

ou issue de S1 et S2. Avec une stratégie FIFO, le plutonium 241 a fortement décru dans les entreposages S1 et S2. Cependant, le vecteur isotopique du plutonium des combustibles REP-MOX usés est plus dégradé que celui des REP-UOX usés, la quantité moyenne de plutonium 240 dans S2 est supérieure à celle présente dans S1. Le plutonium 241, formé par capture neutronique du plutonium 240, est donc plus produit pour les combustibles RNR neufs fabriqués à partir de matières stockées dans S2 que dans S1. De ce fait, l'américium 241 est produit de façon plus importante lorsque S^{in}_{RNR} indique uniquement S2 que lorsque S1 et S2 sont utilisés.

La figure (4.25) (b) montre un exemple d'effet induit par S^{out}_{RNR}, en LIFO et lorsque seul l'entreposage S2 est utilisé dans la fabrication des combustibles RNR neufs, avec en bleu un déchargement des RNR dans S1 et en vert dans S2. Ainsi, pour les cas visibles en bleu, le RNR utilise exclusivement les combustibles issus de REP-MOX alors qu'en vert, il peut aussi utiliser les combustibles fabriqués à partir de RNR-MOX usés. La qualité du plutonium dans S2 est meilleure si les RNR se déchargent dans S2, courbes en bleu, le combustible chargé ensuite a une plus forte teneur en plutonium 241 et forme donc plus d'américium 241 que lorsque les RNR déchargent dans S1.



(a) Impact de S^{in}_{RNR} (b) Impact de S^{out}_{RNR}

FIGURE 4.25 – Impact sur la production d'américium 241 pour le cas B, (a) de S^{in}_{RNR} pour une stratégie FIFO, en beige S^{in}_{RNR} correspond à S2 et en rose S^{in}_{RNR} correspond à S1 et S2, (b) de S^{out}_{RNR} pour une stratégie LIFO et S^{in}_{RNR} correspondant à S2, en bleu S^{out}_{RNR} correspond à S1 et en vert S^{out}_{RNR} correspond à S2

Effets induits par les réacteurs de type ASTRID sur les actinides mineurs

A l'échelle du parc complet, l'analyse de la production d'actinides mineurs est complexe car les effets des différentes variables interfèrent. Les observables d'intérêt ici sont les quantités d'AM, de neptunium, d'américium, d'américium 241 et de curium, dans les installations du cycle ou dans les déchets, et les quantités totales.

Dans un parc composé uniquement de REP-UOX, les quantités d'actinides mineurs sont directement dépendantes du burnup des REP-UOX.

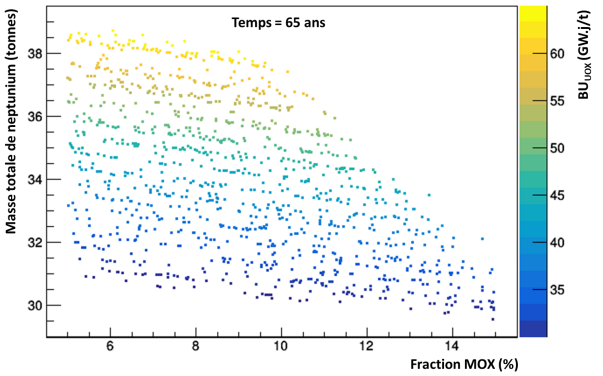
Dans un parc composé de REP-UOX et REP-MOX, l'américium et notamment l'américium 241 devient l'actinide mineur le plus présent au total, au niveau des déchets comme au niveau du cycle. La fraction de REP-MOX et le burnup des REP-UOX ont de forts impacts sur la production d'actinides mineurs. Élément par élément, l'impact des principaux paramètres est expliqué dans [89]. Les conclusions de cet article montrent que la production de neptunium dépend principalement du BU_{UOX} et de la F_{MOX} ; l'augmentation du premier et la diminution du second induisent une hausse de la quantité totale de neptunium. L'américium et notamment l'américium 241 est affecté par le couplage entre le BU_{UOX}, la F_{MOX}, la stratégie de recyclage LIFO ou FIFO des combustibles REP-UOX usés et le temps de refroidissement de ces mêmes combustibles. Enfin, la production de curium est majoritairement dépendante de la F_{MOX}, bien que les burnups des REP-UOX et des REP-MOX aient aussi un impact dans certaines conditions.

Les figures (4.26) (a), (b) et (c) confirment ces comportements pour le scénario du cas B, à 65 ans, donc avant le déploiement des RNR, en mettant en évidence l'impact du BU_{UOX} et de la F^b_{MOX} sur la quantité totale respectivement de neptunium, d'américium et de curium.

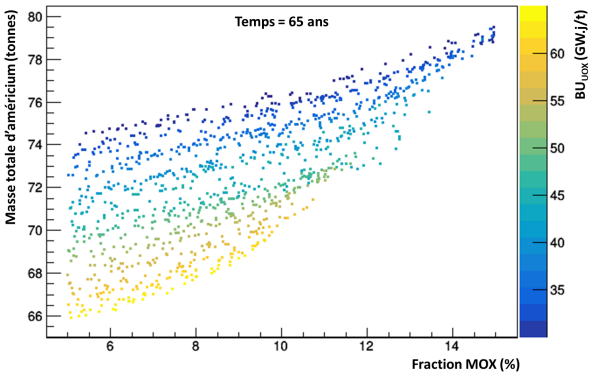
La figure (a) montre que l'augmentation du burnup des REP-UOX induit l'augmentation de la production de neptunium. Le neptunium 237 est le principal contributeur à cette quantité. Issu de la décroissance de l'uranium 237, il est produit par la réaction (n,2n) sur l'uranium 238 et par captures successives sur l'uranium 235. Cette dernière devient dominante au cours de l'irradiation [89]. L'augmentation du BU_{UOX} mène à l'augmentation de la quantité de l'uranium 236 et donc à celle du neptunium.

La figure (b) illustre une augmentation de la quantité d'américium lorsque la F^b_{MOX} augmente et le BU_{UOX} diminue ; le même comportement est observé pour la quantité totale de plutonium 241.

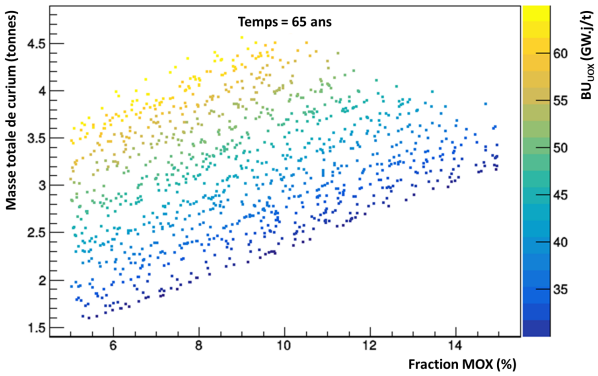
La figure (c) montre que la production de curium augmente lorsque le BU_{UOX} et la F^b_{MOX} augmente. L'effet opposé est observé sur les quantités totales de plutonium et sur les quantités en cycle, comme présenté en figure (4.15).



(a) Neptunium



(b) Américium

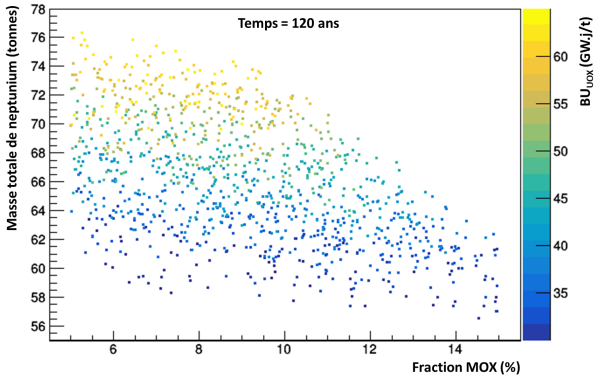


(c) Curium

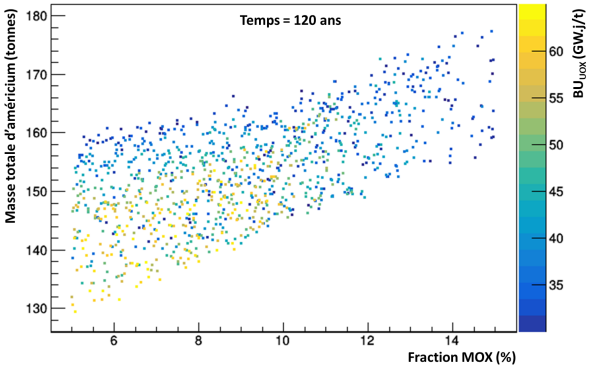
FIGURE 4.26 – Impact du burnup des REP-UOX et de la part de la puissance totale produite par les REP-MOX, en phase b *i.e.* à 65 ans, sur la quantité totale (a) de neptunium, (b) d'américium et (c) de curium

Ces cumuls d'impact et donc la complexité d'analyse se retrouvent de la même façon dans les parcs mixtes simplifiés REP/RNR simulés ici. Le burnup des REP-UOX et la fraction de la puissance REP produite par les REP-MOX influent toujours fortement sur les quantités produites de chaque élément. Les figures (4.27) (a), (b) et (c) montrent pour les scénarios du cas B, à 120 ans, l'impact du BU_{UOX} et de la F^b_{MOX} sur la quantité totale respectivement de neptunium, d'américium et de curium. Moins franches, les tendances pour le curium et le neptunium restent observées après l'intégration des RNR dans les parcs REP. Pour l'américium, l'impact du burnup des REP-UOX est moins marqué que pour les parcs composés seulement de REP.

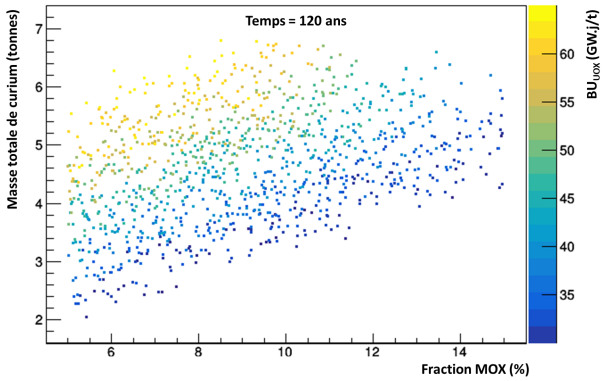
Comme dans les parcs REP, la quantité totale d'actinides mineurs est majoritairement composée d'américium, à plus de 50% environ, et principalement de l'américium 241. Le neptunium et le curium sont moins présents, respectivement de l'ordre de 30% et de 2%. Les



(a) Neptunium



(b) Américium



(c) Curium

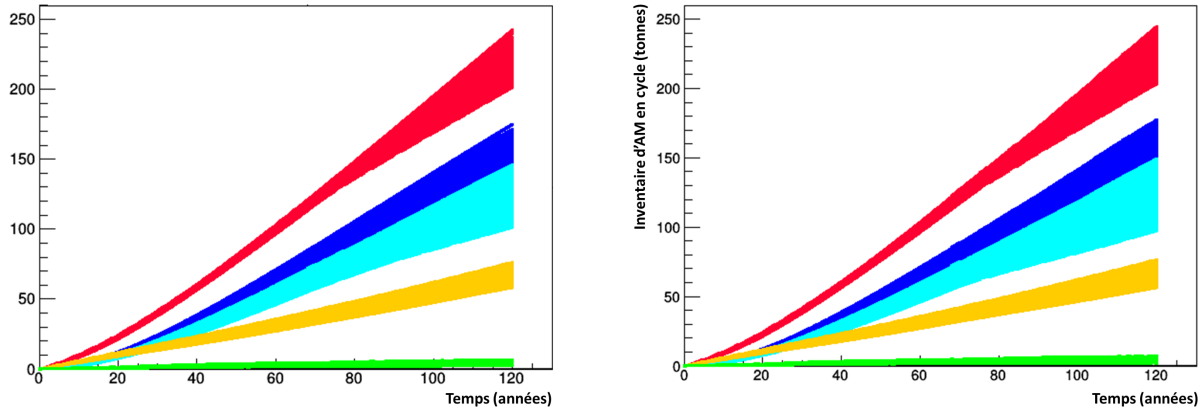
FIGURE 4.27 – Impact du burnup des REP-UOX et de la part de la puissance totale produite par les REP-MOX, en phase c *i.e.* à 120 ans, sur la quantité totale (a) de neptunium, (b) d'américium et (c) de curium

figures (4.28) montrent l'évolution de la quantité totale d'actinides mineurs en rouge pour le cas A et pour le cas B, c'est-à-dire la quantité présente en cycle et dans les déchets vitrifiés. Cette quantité varie, en fin de scénario, entre 200 tonnes et 250 tonnes. Le tableau (4.2) récapitule les plages de variation de ces quantités pour les deux familles de scénarios.

		AM	Am	^{241}Am	Np	Cm
Cas A	Min (t)	201	131	101	58	2,2
	Max (t)	242	175	146	76	6,7
Cas B	Min (t)	200	125	95	55	2
	Max (t)	250	180	150	75	7

TABLE 4.2 – Quantités totales des actinides mineurs à 120 ans pour les scénarios des familles A et B

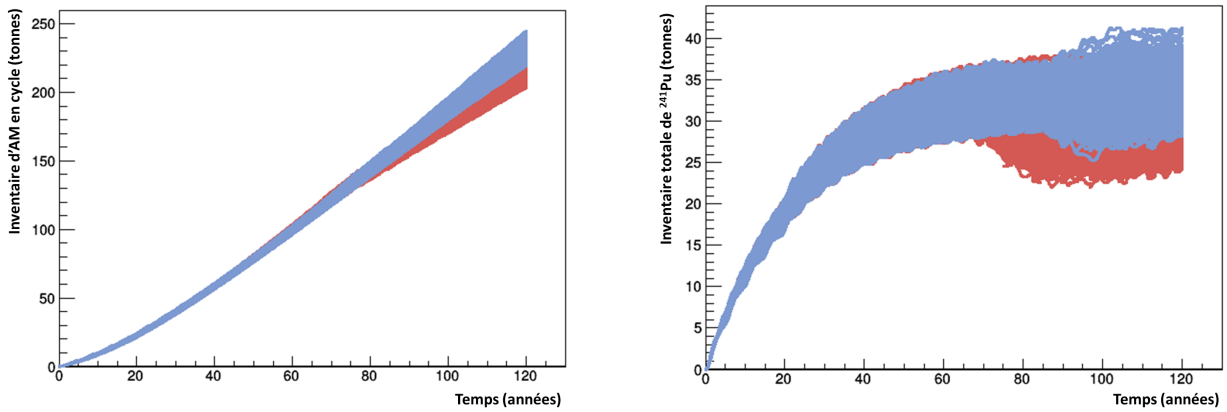
Ces figures montrent l'effet induit par l'intégration des RNR dans les parcs REP sur la production d'américium 241. Les faisceaux de courbes s'évasent après 70 ans de scénario, c'est-à-dire au démarrage des RNR. Cet élargissement est dû aux différentes conditions de



(a) Sans recyclage des combustibles RNR (b) Avec recyclage des combustibles RNR

FIGURE 4.28 – Évolution de la quantité totale d'actinides mineurs en rouge, d'américium en bleu foncé incluant l'américium 241 en bleu clair, de neptunium en jaune et de curium en vert, (a) pour le cas A, (b) pour le cas B

recyclage associées au RNR. Les effets du paramètre SM_{RNR}, qui influent fortement sur la production d'américium 241 à l'échelle du réacteur, se répercutent à l'échelle du parc complet, comme l'illustre la figure (4.29) (a) pour la production d'actinides mineurs dans le cas B, avec en rouge la stratégie LIFO et FIFO en bleu. La production d'actinides mineurs en LIFO peut être plus faible qu'en FIFO sous certaines conditions. Ceci suit la quantité totale de plutonium 241, comme le montre la figure (4.29) (b). En LIFO, après l'intégration des RNR, le plutonium 241 produit en REP-MOX et en RNR est rapidement recyclé dans ces réacteurs. Rechargé en réacteur, sa décroissance en américium 241 par rapport au cas FIFO peut être plus limitée.



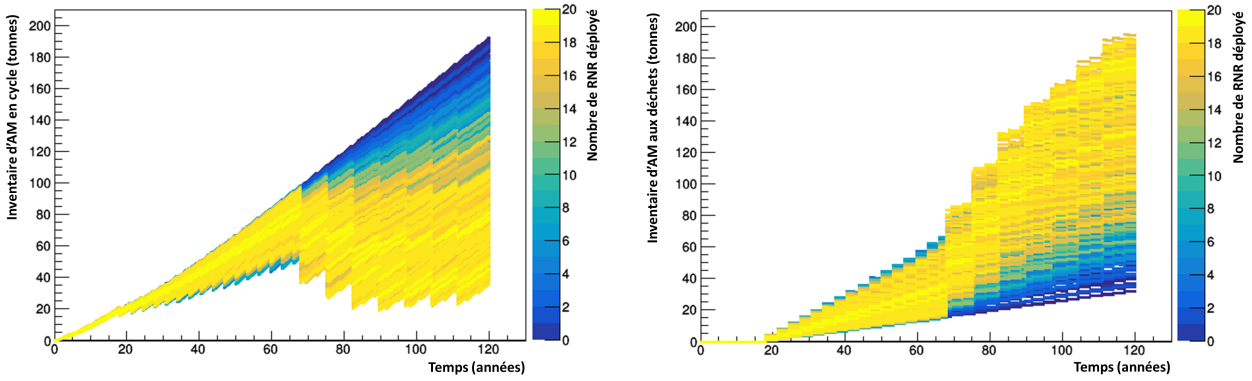
(a) Actinides Mineurs (b) Plutonium 241

FIGURE 4.29 – Évolution de la quantité totale (a) d'actinides mineurs et (b) de plutonium 241 pour le cas B en fonction de la stratégie de classement des matières utilisées pour la fabrication des combustibles RNR-MOX : LIFO en rouge et FIFO en bleu

L'impact de l'intégration de réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium sur la production totale d'actinides mineurs est visible au cours du scénario. Il peut aussi être observé en regardant séparément les quantités d'actinides mineurs en cycle et envoyés aux déchets,

comme illustré respectivement par les figures (4.30) (a) et (b). Ces deux figures montrent que l'accroissement de la flotte de RNR dans un parc augmente beaucoup le retraitement des combustibles REP-MOX usés et donc entraîne une forte hausse du flux d'AM vers les déchets. Un déploiement massif de RNR s'accompagne d'un recyclage massif des combustibles usés et par conséquent de l'envoi massif d'AM aux déchets. Cela rend ces derniers indisponibles en vue d'une potentielle mise en place de stratégies de transmutation. Par contre, le déploiement de RNR rend possible la stabilisation, voire la réduction des inventaires d'actinides mineurs en cycle.

En restreignant l'espace de variation de la F^c_{RNR} et du BU_{UOX} sur les figures (4.30), il apparaît que, dès l'installation de huit RNR, couplée à un burnup des REP-UOX supérieur à 55 $GW.j/t$, la stabilisation des actinides mineurs en cycle est possible. La figure (4.31) met en évidence que les marches visibles en (a) et (b) sont principalement dues à l'américium 241 visible en bleu clair, bien que le curium y contribue aussi dans une moindre mesure.



(a) En cycle (b) Aux déchets

FIGURE 4.30 – Évolution de la quantité d'actinides mineurs (a) en cycle et (b) aux déchets en fonction du nombre de RNR déployés dans la phase c des scénarios du cas B

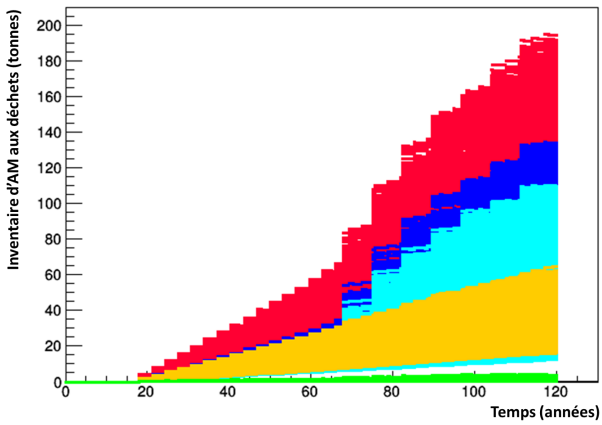
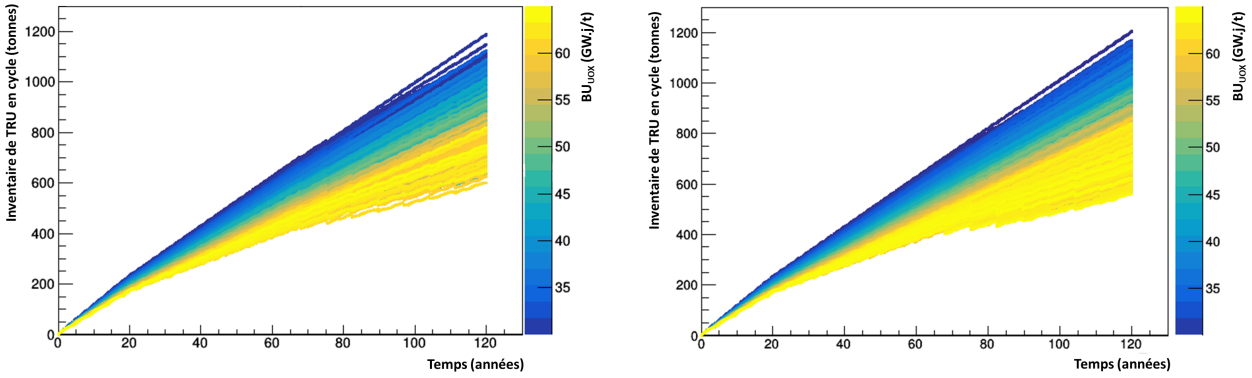


FIGURE 4.31 – Évolution de la quantité d'actinides mineurs en rouge, d'américium en bleu foncé, d'américium 241 en bleu clair, de neptunium en jaune et de curium en vert aux déchets dans les scénarios du cas B

Prise en compte simultanée des inventaires en cycle de plutonium et des actinides mineurs

La stabilisation possible des inventaires d'actinides mineurs en cycle est masquée par le plutonium. En effet, les quantités de plutonium en jeu sont nettement supérieures à celles des actinides mineurs. Son impact est dominant, et une stabilisation conjointe du plutonium et des actinides mineurs, *i.e.* des transuraniens (TRU), en cycle est impossible dans les conditions de nos simulations, comme le montrent les figures (4.32) (a) et (b) qui représentent pour le cas A et le cas B, l'évolution de cette quantité en fonction du temps et du burnup des REP-UOX. Ces illustrations sont à mettre en regard des figures (4.17) (a) et (b) qui ne concernent que le plutonium en cycle. En cas de changement de statut du plutonium, le gain potentiel sur la diminution des quantités d'actinides mineurs totales serait largement effacée par les inventaires de plutonium.



(a) Cas A : sans recyclage

(b) Cas B : avec recyclage

FIGURE 4.32 – Évolution des inventaires en cycle de plutonium et d'actinides mineurs en fonction du temps et du burnup des REP-UOX

4.2.1.6 Ce qu'il faut retenir pour les actinides mineurs

L'analyse de la production d'actinides mineurs est complexe. Les différentes variables du cycle sont toujours couplées et interfèrent entre elles. L'influence du burnup des REP-UOX, de la fraction de la puissance REP produite par les REP-MOX et de la stratégie de classement des matières utilisées dans la fabrication des combustibles RNR-MOX neufs sont cependant identifiées comme étant d'importance notable.

A puissance totale constante, l'intégration de quelques RNR dans un parc REP peut permettre de stabiliser, voire de diminuer, les quantités d'actinides mineurs en cycle. La conséquence directe est alors l'augmentation de vitrification du fait de l'intensification du retraitement des combustibles usés. Ce point est a prendre en compte si des stratégies de transmutation sont envisagées sur le long terme. En effet, les actinides vitrifiés ne seront *a priori* pas récupérés. Cette forte augmentation des quantités d'actinides mineurs aux déchets aurait un impact sur le dimensionnement d'un éventuel lieu de stockage définitif.

Par ailleurs, les quantités totales d'actinides mineurs en jeu, en fin de scénario, ne varient pas significativement. Ainsi, une stabilisation des quantités totales d'actinides mineurs par l'insertion de quelques RNR est impossible dans les conditions de nos simulations. Enfin, une stabilisation simultanée des inventaires de plutonium et d'actinides mineurs en cycle n'est pas atteignable étant donné la proportion très importante de plutonium en cycle.

Le plan d'expérience présenté dans cette partie doit donc être modifié afin de trouver des conditions, si elles existent, impactant les quantités de plutonium en cycle, ce qui fait l'objet des parties suivantes.

4.2.2 Parcs à l'équilibre

Les scénarios simulés dans le cas A et le cas B, intégrant des RNR de type ASTRID isogénérateur de plutonium dans des parcs REP, induisent tous une augmentation significative des inventaires de plutonium en cycle, comme le montrent les figures (4.17). Or, une stabilisation du plutonium en cycle est un objectif envisagé dans le cas d'un déploiement limité de RNR en attendant une transition potentielle vers un parc fermé. Ce premier point est étudié dans le paragraphe suivant. Les conditions de fermeture du cycle sont ensuite discutées.

4.2.2.1 Stabilisation du plutonium en cycle

Pour atteindre la stabilisation du plutonium en cycle, il faut obligatoirement recycler les combustibles usés des RNR, le multi-recyclage du plutonium en REP n'étant pas envisagé dans cette étude. Cependant, les scénarios du cas B, étudiés dans la section (4.2.1), ne permettent pas de réaliser cet objectif, la fraction de RNR étant inférieure à 30% par définition du plan d'expérience.

Dans un parc composé uniquement de REP-UOX et de REP-MOX,les premiers produisant du plutonium et les seconds l'incinérant. Il y a donc deux cas de figures envisageables pour stabiliser les inventaires de plutonium en cycle dans des parcs mixtes REP/RNR.

. Si la strate REP incinère du plutonium, alors les RNR de type ASTRID isogénérateur doivent générer le plutonium pour réapprovisionner les REP-MOX.

. Si la strate REP produit du plutonium, alors les RNR de type ASTRID isogénérateur doivent brûler le plutonium issu des REP.

a) Strate RNR productrice de plutonium

Dans le premier cas, il faut que les RNR créent du plutonium et que la strate REP en consomme. Cette assertion, en utilisant l'étude effectuée dans la partie (4.1), permet de contraindre l'intégration des RNR isogénérateurs dans le cycle.

Premièrement, les RNR sont surgénérateurs de plutonium lorsque la teneur en plutonium dans leurs combustibles neufs est faible, c'est-à-dire quand le plutonium retraité a une forte teneur en isotopes fissiles. Ceci implique l'utilisation des combustibles REP-UOX usés, comme le montre la figure (4.19). S^{in}_{RNR} est donc contraint, l'usine de fabrication des combustibles RNR doit alors utiliser S1 et S2. De même, utiliser des combustibles jeunes limite la décroissance du plutonium 241, un isotope fissile. De ce fait, une stratégie de gestion LIFO pour la fabrication des combustibles RNR neufs, améliorant la qualité du plutonium chargé, est nécessaire comme le montrent les figures (4.14). SM_{RNR} est donc contraint à la stratégie LIFO. En se focalisant seulement sur les RNR, fixer ces deux variables permet d'assurer l'isogénération voire la surgénération du plutonium.

Par ailleurs, si l'objectif de la strate REP est de consommer globalement du plutonium, cela signifie que le plutonium issu des combustibles RNR usés doit participer à l'alimentation des REP-MOX. Cela favorise, en effet, l'incinération du plutonium dans les REP-MOX en augmentant significativement la teneur en plutonium des combustibles REP-MOX neufs du

fait de la plus mauvaise qualité fissile du plutonium disponible, comme l'illustre la figure (4.20). S^{out}_{RNR} est alors un paramètre contraint, le RNR doit alors se décharger dans S1.

La figure (4.33) illustre le cycle caractérisé obtenu.

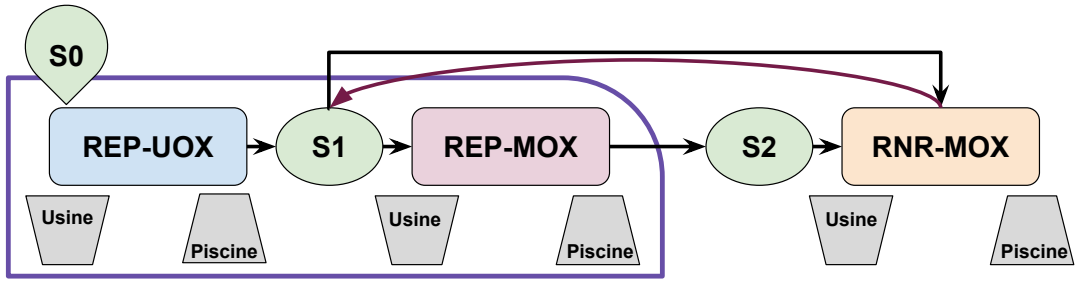


FIGURE 4.33 – Schéma des différentes installations considérées dans le code CLASS pour un parc à l'équilibre dans lequel les RNR sont surgénérateurs de plutonium

Mais sous ces conditions, l'incinération du plutonium dans la strate REP reste irréalisable sur la durée. En effet, plus la strate REP brûle le plutonium, plus la qualité du plutonium disponible pour les combustible RNR se dégrade et moins les RNR surgénèrent le plutonium.

Le plan d'expérience défini doit alors être modifié. Permettre aux RNR de piocher uniquement dans S1 permettrait de favoriser nettement la surgénération, mais cela entraîne l'accumulation des combustibles usés dans S2. Augmenter la fraction de REP-MOX par rapport à la fraction de REP-UOX serait aussi nécessaire pour que la strate REP incinère le plutonium, mais cela diminuerait la quantité de combustibles disponible dans S1 et ainsi le plutonium disponible pour les RNR. Rappelons que dans notre plan d'expérience, les REP-MOX représentent au maximum 15% de la puissance produite par les REP. Déployer une très grande quantité de nouveaux REP-MOX pose aussi la question du déploiement en parallèle des RNR.

Une complexification du cycle est donc nécessaire. Une solution pourrait être la séparation des flux de matière en sortie des RNR. Les combustibles issus des zones fertiles peuvent être recyclés en RNR avec les combustibles REP-MOX usés pour permettre la surgénération tandis que les combustibles issus des zones fissiles peuvent être recyclés dans les REP-MOX avec les combustibles REP-UOX usés. Cela implique des procédés capables de séparer les différentes zones combustibles d'un même assemblage en amont de la dissolution lors du retraitement, et une maîtrise complexe des flux de matière mis en jeu.

Ce premier cas de figure cherchant à satisfaire l'objectif de stabilisation du plutonium semble donc difficilement réalisable dans nos conditions de simulation.

b) Strate RNR incinératrice de plutonium

Dans le second cas, la strate REP est productrice de plutonium, ce qui est toujours le cas dans les scénarios simulés dans la partie (4.1). Pour compenser, les RNR doivent rester incinérateurs ; cela implique un approvisionnement de l'usine de fabrication des combustibles RNR par l'entreposage S2 avec une gestion FIFO comme le montrent les figures (4.14). S^{in}_{RNR} et SM_{RNR} sont donc contraints. Afin de limiter l'incinération dans les REP-MOX, il faut que les RNR se déchargent dans S2, comme l'illustre la figure (4.20) ; fixant ainsi S^{out}_{RNR}. Le cycle obtenu est représenté sur la figure (4.34).

Pour limiter les besoins d'incinération dans la strate RNR, il est judicieux de trouver un équilibre dans la strate REP permettant le recyclage de tous les combustibles usés des REP-

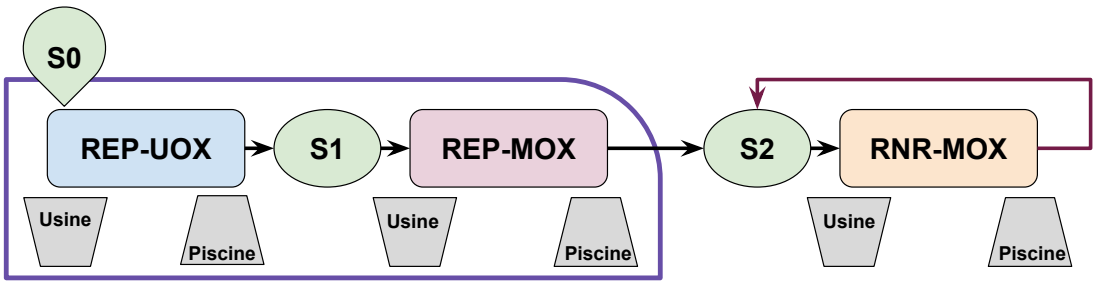


FIGURE 4.34 – Schéma des différentes installations considérées dans le code CLASS pour un parc à l'équilibre dans lequel les RNR sont incinérateurs de plutonium

UOX dans les REP-MOX. Par exemple, l'analyse des trajectoires présentées dans la partie précédente montrent qu'en fixant le burnup des REP-UOX et des REP-MOX à 45 $GW.j/t$, cela conduit à une fraction de REP-MOX d'environ 11%. Un REP équivalent, d'une puissance de 900 MW_e, produit alors environ 20 $g/GW_e.h$ de plutonium. La fraction de RNR doit alors être ajustée pour brûler cette quantité. Dans ces conditions de simulation, le taux d'incinération maximal obtenu sur un cycle d'environ 7 ans est d'environ 200 kg. Sachant que le RNR modélisé a une puissance électrique de 600 MW_e, il produit alors 14,4 $GW_e.h$ par jour et brûle ici au maximum 5,4 $g/GW_e.h$. Afin que la production de plutonium en REP soit contrebalancée par sa réduction en RNR, 80% de l'énergie doit être produite par les RNR, 20% par les REP. Pour un parc de 100 GW_{th} ainsi défini, il faut donc environ 54 RNR pour 7 REP équivalents.

Ce second cas de figure qui permettrait de satisfaire l'objectif de stabilisation du plutonium est donc impossible en gardant l'hypothèse d'une fraction de RNR inférieure à 30%, c'est-à-dire l'hypothèse plausible de l'intégration de quelques RNR seulement, dans un premier temps. Par ailleurs, les RNR améliorent la qualité du plutonium lorsqu'il est incinéré, rapprochant son fonctionnement de l'isogénération de plutonium. Ainsi, au fur et à mesure, le taux d'incinération devrait diminuer, modifiant par conséquent l'équilibre établi et tendant vers une proportion encore plus faible de REP.

Ce paragraphe montre donc que la stabilisation du plutonium dans des parcs mixtes REP/RNR, lorsque ces RNR sont de type ASTRID isogénérateur de plutonium produisant au maximum 30% de la puissance du parc, induit une gestion du cycle particulièrement complexe, sans garantie de succès. Le paragraphe suivant poursuit l'analyse de cet objectif dans le cas d'une fermeture du cycle.

4.2.2.2 Fermeture du cycle avec un parc 100% RNR

La possibilité de fermeture du cycle du combustible avec des RNR est un argument fréquemment utilisé. Il s'agit de permettre l'arrêt des REP-UOX et donc l'indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel. Deux types de parcs sont alors envisageables pour stabiliser les inventaires de plutonium en cycle sans multi-recyclage du plutonium en REP.

. Le parc peut être un parc mixte REP-MOX/RNR, dans ce cas là, les RNR doivent être surgénérateurs de plutonium.

. Le parc est composé à 100% de RNR isogénérateurs de plutonium.

L'analyse précédemment effectuée nous laisse à penser que le premier cas est impossible dans notre cadre d'étude, bien que nous ne l'ayons pas vérifié à l'aide de simulations dédiées. En effet, l'usine de fabrication des combustibles REP-MOX s'alimente alors avec les combustibles RNR usés. Cela augmente fortement la teneur en plutonium des combustibles REP-MOX neufs et donc le taux d'incinération associé. La qualité du plutonium des combustibles REP-MOX usés se dégrade induisant l'augmentation de la teneur en plutonium des combustibles RNR neufs fabriqués en les utilisant. Cette augmentation tend à rendre les RNR incinérateurs. Le parc est alors composé uniquement de réacteurs incinérateurs et ne peut équilibrer son inventaire de plutonium en cycle. Ainsi, sans séparation des combustibles RNR usés suivant les zones fissiles et fertiles, la recherche de l'équilibre conduit à considérer un parc 100% RNR.

Pour étudier cette situation, appelée *Cas C*„ un nouveau plan d'expérience a été défini à partir du cas B. Le même échantillonnage des variables, présenté dans le tableau (4.1), est utilisé. Cependant au bout de 70 ans, instant de déploiement des RNR, tous les REP sont arrêtés simultanément. La puissance chute alors pour atteindre une valeur théorique, *i.e.* sans défaut de chargement, proportionnelle au nombre de RNR présents : entre 0 et 20 unités. La figure (4.35) schématise l'évolution de la répartition de puissance pour les cycles fermés simulés.

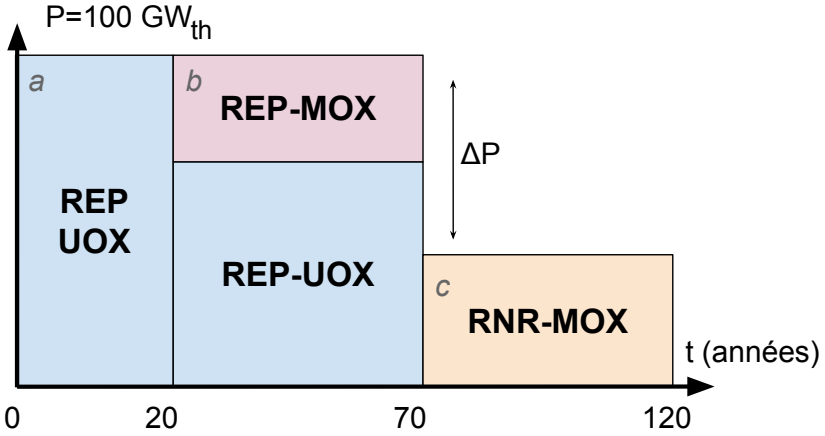


FIGURE 4.35 – Évolution de la répartition de puissance par type de réacteur en cycle pour le cas C

A partir d'un échantillonnage de 2000 jeux de variables, 1174 scénarios ne présentent aucun défaut de chargement. Les défauts de chargement sont liés dans un premier temps au nombre de RNR déployés comme le montre la figure (4.36) et aux stratégies de recyclage dans le cycle. Logiquement, le cas le plus pénalisant, directement proportionnel au nombre de RNR déployés, correspond au cas où, seul le stock S2 est utilisé pour la fabrication des combustibles RNR neufs et où, les RNR se déchargeant dans S1, S2 n'est plus alimenté et se vide. Ensuite, lorsque les RNR sont associés seulement à S2, cas correspondant aux triangles bleus, le nombre de *missload* augmente fortement lorsque le nombre de RNR est supérieur à 9 unités et que la fraction de REP-MOX en phase b est inférieure à 10%. S2 se vide plus rapidement que les RNR ne l'alimentent. Enfin, les ronds verts montrent que si l'usine de fabrication des combustibles RNR neufs peut utiliser à la fois S1 et S2 pour s'approvisionner, le nombre de *missload* est indépendant du nombre de RNR et de leur gestion. Les défauts de

chargement sont alors induits par l'impact conjoint d'un haut burnup des REP-UOX et d'une fraction de REP-MOX élevée, comme le met en évidence la figure (4.37).

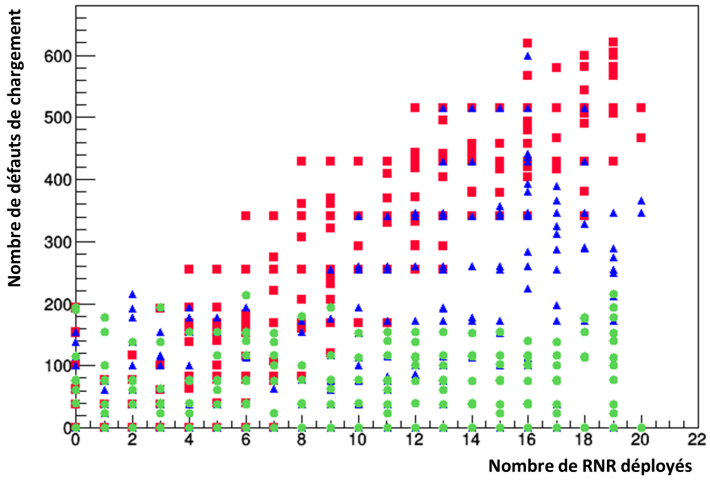


FIGURE 4.36 – Caractérisation des scénarios présentant des défauts de chargement, en rouge dans le cas où seul S2 est utilisé pour la fabrication du combustible des RNR et où seul S1 est utilisé pour le déchargement des combustibles usés des RNR, en bleu dans le cas où les combustibles RNR sont déchargés dans S2 utilisé pour la fabrication des combustibles RNR, et en vert dans le cas où les combustibles RNR sont fabriqués à partir des matières de S1 et de S2

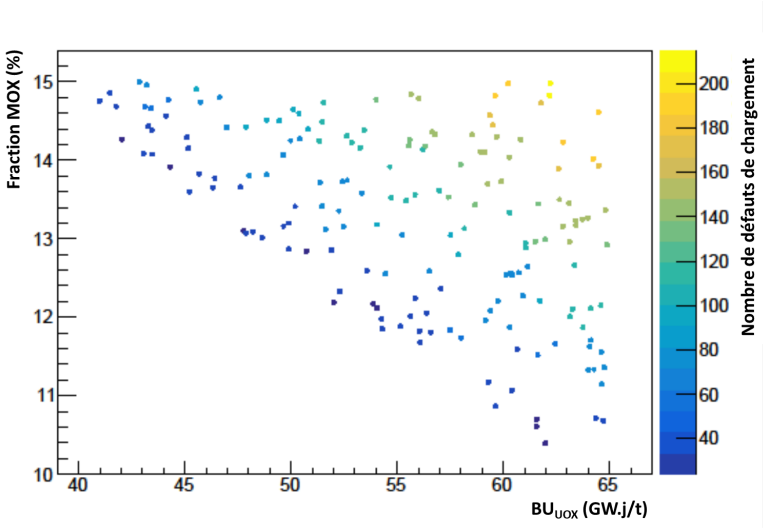
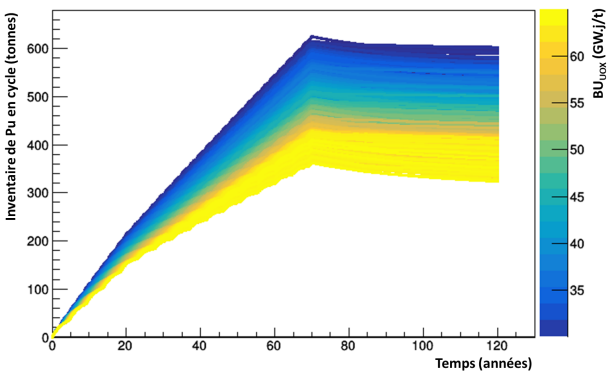


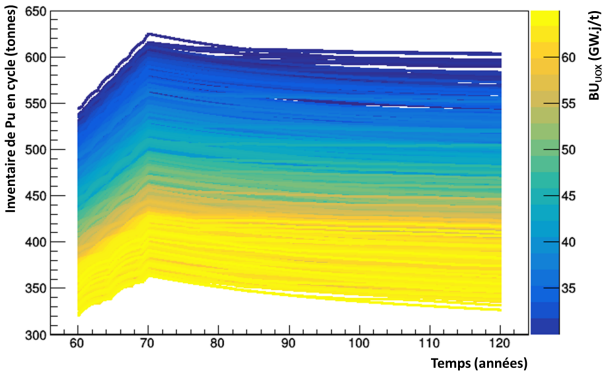
FIGURE 4.37 – Impact des paramètres BU_{UOX} et F^b_{MOX} sur les défauts de chargement lorsque les combustibles RNR sont fabriqués à partir des matières de S1 et de S2

En considérant uniquement les scénarios du cas C ne présentant aucun défaut de chargement, la figure (4.38) (a) qui représente l'évolution au cours du temps de la quantité de plutonium en cycle, met en évidence la stabilisation de cet élément. En effet, lorsque les REP

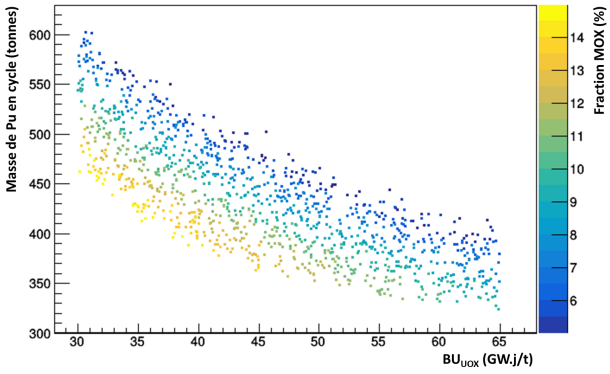
s'arrêtent, la quantité de plutonium en cycle reste constante. Quand les RNR démarrent, les inventaires sont principalement influencés par le burnup des REP-UOX et la fraction de REP-MOX. Le burnup des REP-UOX reste le facteur dominant, même 50 ans après l'arrêt des REP, comme le montre la coloration de la figure (a). Cette conclusion est aussi valable au regard de l'évolution des quantités totales de plutonium en fonction du temps, comme illustré sur la figure (4.38) (b). Lorsque le burnup augmente, la quantité de plutonium diminue. Par ailleurs, la diminution de cette quantité lorsque la fraction de REP-MOX augmente est toujours vérifiée, comme le met en évidence la figure (4.38) (c), une projection de la figure (a) à 120 ans. Les options de gestion des RNR dans le cycle n'influencent pas ces relations. L'incinération et la surgénération potentielle du plutonium dans les RNR ne modifient pas la vue d'ensemble. Le nombre de RNR isogénérateur de plutonium déployés, et donc la puissance installée, ne joue pas significativement sur les quantités de plutonium à gérer qui sont stabilisées après l'arrêt des REP.



(a) Plutonium en cycle



(b) Plutonium en cycle et aux déchets

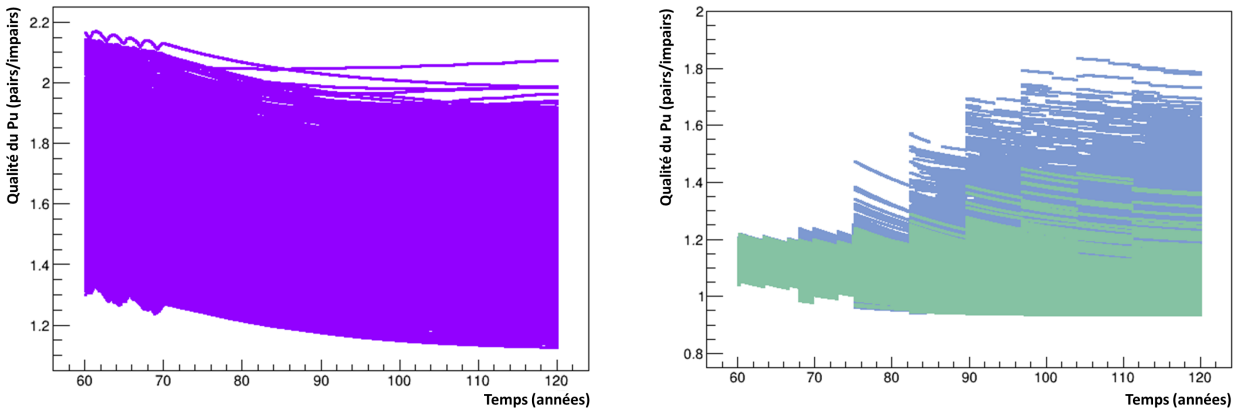


(c) A 120 ans

FIGURE 4.38 – Évolution de la quantité de plutonium (a) en cycle au cours du temps en fonction du burnup des REP-UOX, (b) total après 60 ans en fonction du burnup des REP-UOX et (c) en cycle en fin de scénario en fonction du burnup des REP-UOX et de la fraction de la puissance produite par les REP-MOX en phase *b*

La figure (4.39) (a) met en évidence la stabilisation de la qualité du plutonium en cycle après le déploiement des RNR. Ceci s'explique par le fait que le déchargement des combustibles RNR usés dans S1 tend à diminuer la qualité du plutonium entreposé et le déchargement dans S2 à augmenter cette qualité. La figure (4.39) (b) illustre l'impact du déchargement sur la

qualité du plutonium dans l'entreposage S2 : avec en vert le déchargement des RNR dans S1 et en bleu dans S2.



(a) Qualité du Pu en cycle

(b) Effet de S^{out}_{SFR}

FIGURE 4.39 – Évolution de la qualité du plutonium (a) en cycle et (b) dans l'entreposage S2 en vert lorsque les RNR se déchargent dans S1 et en bleu dans S2

Par ailleurs, le cas C met en évidence la capacité de multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs de type ASTRID isogénérateur de plutonium. En effet, la quantité de plutonium présente dans le cycle, en dehors des RNR, est elle aussi relativement constante. Aucune tendance de modification du comportement n'apparaît et ce quelque soit le nombre de RNR déployés dans le parc. La figure (4.40) illustre cela pour 20 RNR et pour 1 RNR en se concentrant sur le plutonium présent dans les usines, les piscines et les entreposages. Les inventaires globaux de plutonium ne montrent pas de variation significative alors que des RNR sont en fonctionnement. Nous pouvons en déduire qu'à l'échelle du parc, les RNR chargent et déchargent presque la même quantité de plutonium, une quantité négligeable de matière fissile supplémentaire est nécessaire.

Le plutonium étant présent seulement en cycle, sa stabilisation est indépendante de la puissance déployée. Par contre, concernant les actinides mineurs, la production est couplée à la puissance du parc. La figure (4.41) montre, au cours des scénarios du cas C, l'évolution des quantités totales d'actinides mineurs, d'américium, d'américium 241, de neptunium et de curium. Les pentes de production des différents éléments diminuent fortement du fait de la diminution de la puissance totale du parc après 70 ans. Cependant, les stocks de matières en cycle accumulés pendant les 70 premières années contiennent du plutonium. Les quantités d'actinides mineurs sur le long terme sont liées à l'inventaire en plutonium au moment de la transition. Ainsi, le plutonium 241, bien qu'étant une matière valorisable en RNR, va fortement décroître en américium 241 du fait du faible nombre de RNR déployés, de 1 à 20 unités. Ce défaut d'utilisation du plutonium 241 augmente fortement la production d'actinides mineurs du parc 100% RNR indépendamment de la technologie déployée. L'optimisation de la production d'actinides mineurs dans un parc est dépendante de l'historique associé. La comparaison de productions d'actinides mineurs doit donc être faite au niveau des réacteurs.

La production nette d'actinides mineurs au cours de l'irradiation des combustibles en RNR est du même ordre de grandeur que celle en REP-UOX, mais plus faible que dans les REP-MOX. La première partie du tableau (4.3) récapitule la production nette d'actinides mineurs

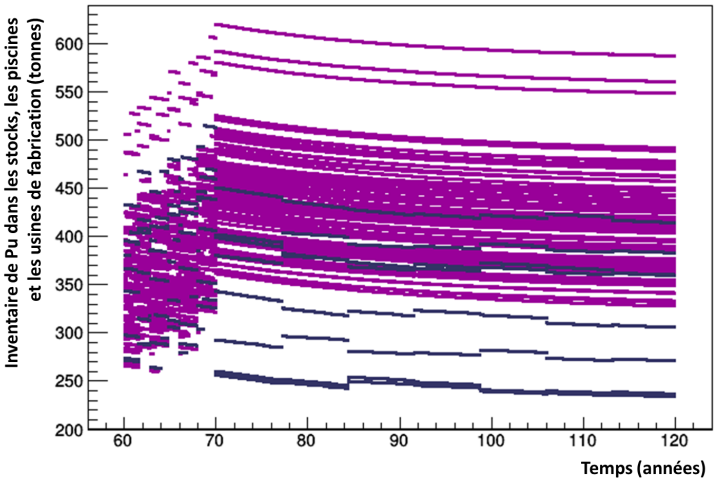


FIGURE 4.40 – Évolution de la quantité de plutonium contenue dans les usines, les piscines et les entreposages après 60 ans lors du déploiement d'un RNR en violet et de 20 RNR en bleu foncé

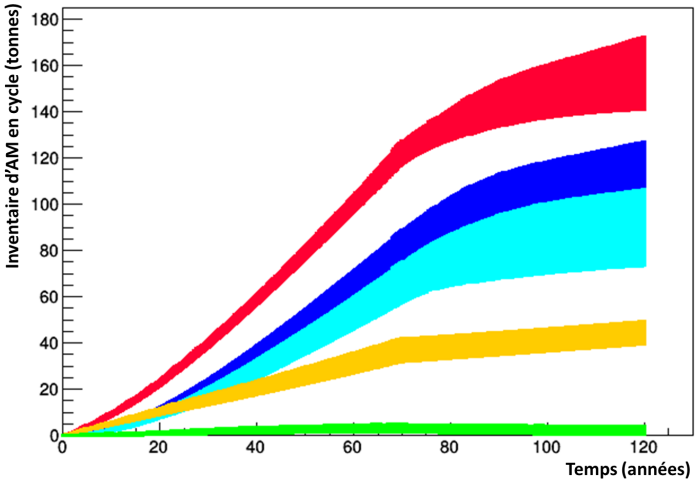


FIGURE 4.41 – Évolution de la quantité totale d'actinides mineurs en rouge, d'américium en bleu foncé, d'américium 241 en bleu clair, de neptunium en jaune et de curium en vert, pour le cas C

dans chacune des technologies de réacteur étudiées ici, sans prendre en compte la décroissance du plutonium 241. Ces évaluations, notées X_{AM}, sont faites à partir des résultats du cas A. La production dans les REP est directement liée au burnup des REP-UOX, plus il est élevé plus le taux de production augmente. Pour les RNR, différents effets interviennent de façon couplée. Les calculs sont faits pour le premier chargement de chaque type de réacteur, *i.e.* à 0 an pour les REP-UOX, à 20 ans pour les REP-MOX et à 70 ans pour les RNR, avec la formule (4.8). Les quantités moyennes, ΔAM, sont obtenues en divisant la somme des quantités d'actinides mineurs dans chaque réacteur d'un même type, soit par N^a_{UOX}, soit par N^b_{MOX}, ou alors par N^c_{RNR}. La puissance P utilisée dans cette formule est donnée en $GW_e.h$

par an, elle vaut 14,4 $GW_e.h$ par an pour les RNR et 21,6 $GW_e.h$ par an pour les REP.

$$X_{AM} = \frac{\Delta AM}{365,25 \cdot T_{cycle} \cdot P} \tag{4.8}$$

La seconde partie du tableau (4.3) récapitule la production d'actinides mineurs dans les entreposages associés à chacun des réacteurs considérés, productions estimées avec la formule (4.8). Pour S1, le calcul est effectué sur le premier déchargement, pour S2 sur le quatrième et pour S3 en utilisant le troisième déchargement. Dans S2 et S3, les ordres de grandeur de production en réacteur sont conservés. En effet, en entreposage ou en réacteur, ces quantités sont largement dominées par l'américium 241. Dans S1, le taux de production est plus faible qu'en réacteur : dans les REP-UOX les actinides mineurs sont dominés par le neptunium, alors que la variation de quantité dans S1 est due à l'apparition d'américium 241, faiblement produit car le plutonium 241 est peu présent dans ces combustibles usés.

	REP-UOX	REP-MOX	RNR-MOX
Min ($g/GW.h_e$)	1,7	8,0	2,4
Max ($g/GW.h_e$)	5,1	11	4,9
	S1	S2	S3
Min ($g/GW.h_e$)	0,5	9	1,85
Max ($g/GW.h_e$)	0,5	10,6	2,95

TABLE 4.3 – Production d'actinides mineurs dans les REP et les RNR puis dans les entreposages associés, évaluations effectuées à partir du cas A

Ainsi, pour une puissance totale constante, un parc composé à 100% de REP-UOX va produire moins d'actinides mineurs, qu'un parc 100% RNR, lui même produisant moins qu'un parc uniquement constitué de REP-MOX. La comparaison entre un parc 100% RNR et un parc de REP-UOX et de REP-MOX est donc fortement dépendante de la fraction de REP-MOX déployée.

Cependant, le cas C montre que l'accumulation de plutonium, afin de faire une transition rapide d'un parc de REP-UOX et de REP-MOX, vers un parc 100% RNR, freine la valorisation du plutonium 241 et accroît alors, sur le long terme, les inventaires en actinides mineurs totaux du parc. Il semble donc plus judicieux de démarrer les RNR au fur et à mesure que le talon en plutonium est suffisant, limitant d'une part la création d'américium 241 et évitant, d'autre part, les défauts de chargement dus à un déficit de plutonium pour démarrer les RNR. A l'issue de la transition, les inventaires en plutonium et donc en plutonium et actinides mineurs n'augmentent plus comme l'illustre la figure (4.42). L'échelonnement du déploiement des RNR, conjointement à la réduction de la puissance produite par les REP, n'a pas été simulée ici mais permettrait probablement de valider ce raisonnement.

L'analyse de l'impact de l'intégration des RNR de type ASTRID isogénérateur sur le plutonium et les actinides mineurs ayant été menée pour des parcs mixtes REP/RNR de type académique, une application à un cas plus réaliste est nécessaire pour compléter cette étude, c'est l'objet du chapitre 5.

La partie suivante s'intéresse à l'impact de l'intégration de RNR incinérateur de plutonium dans des parcs REP ou dans le cas d'une sortie du nucléaire, toujours suivant une approche

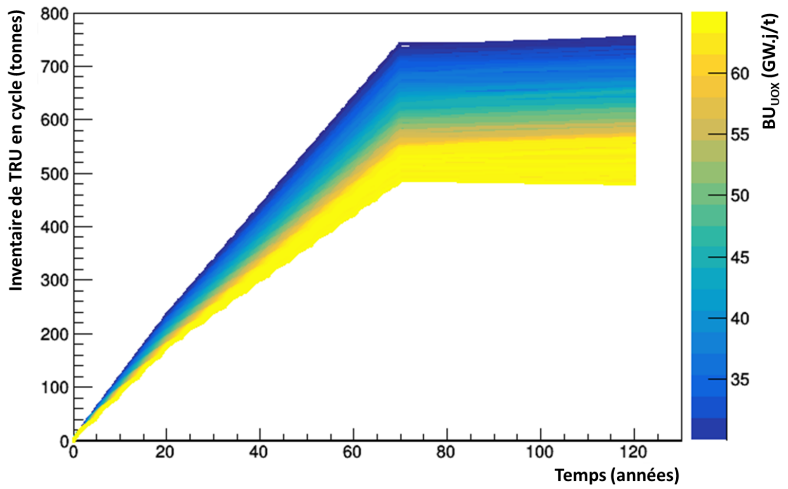


FIGURE 4.42 – Évolution de la quantité totale d'actinides mineurs et de plutonium en fonction du burnup des REP-UOX en phase *a* et *b*, pour le cas C

académique.

4.3 Introduction de réacteurs RNR incinérateurs

Dans cette partie, les RNR sont dits incinérateur de plutonium en cohérence avec leur comportement dans la configuration de référence associée, présentée dans le chapitre 2, et ce quel que soit leur comportement dynamique dans les parcs simulés.

4.3.1 Parcs symbiotiques pour une stabilisation du plutonium en cycle

Comme nous l'avons présenté dans le chapitre 1, l'évolution incertaine du futur du nucléaire conditionne le statut du plutonium. Plusieurs travaux récents se sont focalisés sur les potentialités des REP pour multi-recycler le plutonium et ainsi conduire à sa stabilisation [29]. F. Courtin, dans son travail de thèse, montre qu'il faut mélanger le plutonium issu du multi-recyclage à de l'uranium enrichi pour garantir des coefficients de sûreté acceptables, notamment le coefficient de vidange. Grâce à cette matrice d'uranium enrichi, il est possible de stabiliser le plutonium en cycle à un niveau de 600 tonnes environ pour l'ensemble du parc français.

T. Kooyman [91] étudie, dans le cadre du programme de recherche sur la combustion du plutonium mené au CEA, la possibilité d'utiliser les RNR de type CAPRA, *i.e.* Consommation Accrue de Plutonium dans les réacteurs à neutrons RApides, pour contenir l'augmentation des combustibles MOX usés. Il montre qu'une stabilisation du plutonium est possible dans un parc mixte composé de REP et de RNR.

Ici, nous souhaitons vérifier si notre modélisation de RNR CFV de type ASTRID en configuration incinératrice de plutonium nous permet de retrouver ce résultat [92], et de comparer les performances des configurations CAPRA et ASTRID incinérateur. L'application de la méthodologie présentée dans cette partie doit aussi permettre d'identifier l'ensemble des contraintes opérationnelles pour assurer le fonctionnement d'un tel parc.

4.3.1.1 Définition du plan d'expérience

Comme pour l'analyse des potentialités de l'intégration des RNR isogénérateurs, nous proposons ici une méthodologie reposant sur un grand nombre de calculs de trajectoires présentant chacune un jeu d'hypothèses sur les réacteurs, leur part relative dans la production de la puissance nucléaire totale, ou les stratégies possibles de recyclage. Le plan d'expérience proposé est représenté sur la figure (4.43). La première phase du scénario dure 50 ans et concerne uniquement des REP-UOX. La deuxième phase met en œuvre des RNR de type ASTRID incinérateur et des REP-UOX. Les paramètres des modèles multizones dédiés aux réacteurs de type ASTRID incinérateur dans le code CLASS sont : l'utilisation de la prédiction directe du flux, une puissance du cœur externe cible de 50% et un k_{eff} cible fixé à 1,02. La puissance totale est de 50 GW_th et est fixée pour l'ensemble des trajectoires simulées. Un seul stock de combustible usé est considéré, il reçoit les combustibles UOX et RNR après leur refroidissement respectif, supposé de 5 ans dans les deux cas. Les seuls paramètres sont : le burnup des REP-UOX, la stratégie de recyclage des combustibles usés (LIFO ou FIFO) et la fraction de RNR dans le parc. Dans le plan d'expérience étudié ici, nous considérons des burnup pour les REP-UOX compris entre 30 $GW.j/t$ et 65 $GW.j/t$ et jusqu'à 12 réacteurs de type ASTRID incinérateur déployés.

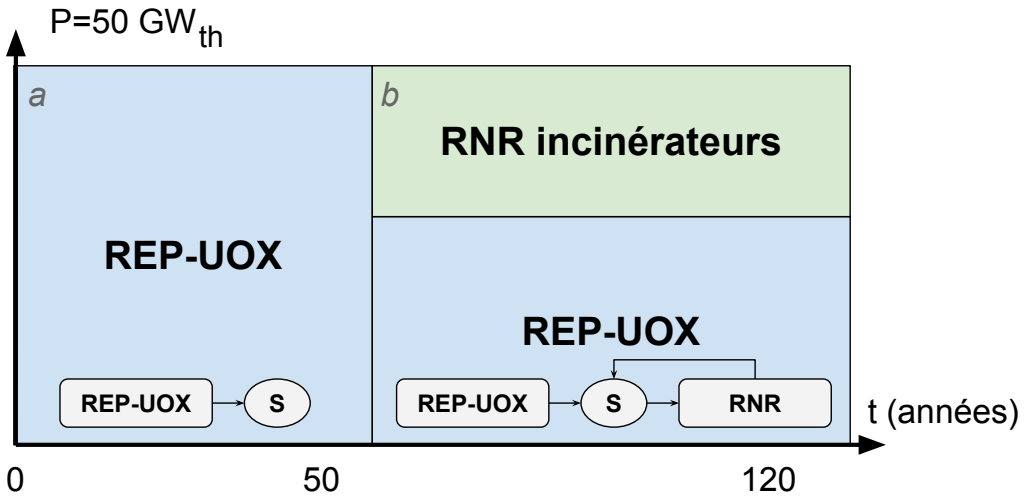


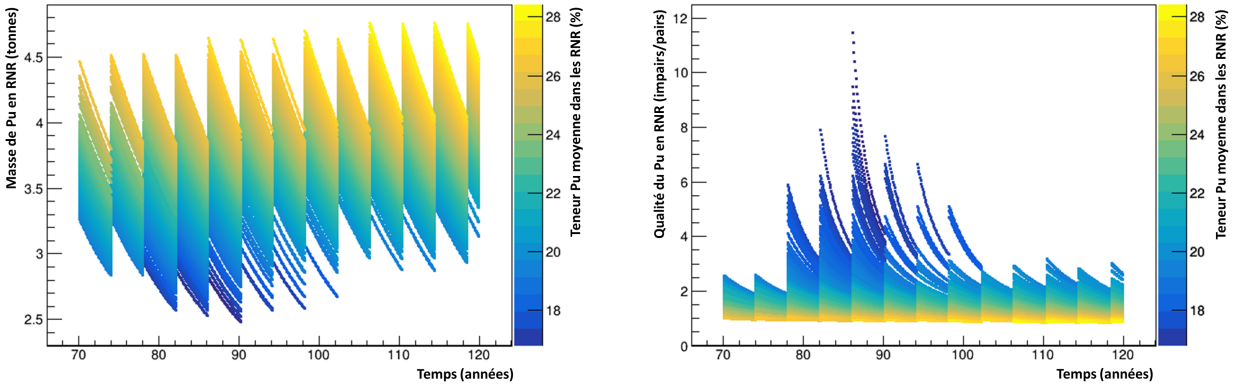
FIGURE 4.43 – Définition du plan d'expérience pour l'exploration des scénarios symbiotiques mettant en œuvre le multi-recyclage dans les RNR incinérateurs de plutonium

Dans ce plan d'expérience, nous avons délibérément choisi de ne pas considérer de REP-MOX. En effet, d'après [89], la quantité de plutonium produite dans un parc REP n'est dépendante que du burnup des REP-UOX et de la fraction de la puissance produite par les assemblages MOX. Nous supposons alors que l'introduction d'une phase du scénario incluant des assemblages MOX et des assemblages UOX ne fait que diminuer la quantité de plutonium disponible dans le parc et contraint un peu plus les approvisionnements de matières pour les RNR. Ne pas considérer les REP-MOX permet donc de simplifier l'analyse.

4.3.1.2 Vérification du comportement incinérateur du RNR

Les figures (4.44) (a) et (b) montrent respectivement l'évolution de la quantité et de la qualité du plutonium dans les RNR, en fonction de la teneur en plutonium moyenne, au cours du scénario. La figure (a) montre que le RNR incinère bien le plutonium, quelle

que soit la teneur en plutonium moyennes des combustibles. Plus la teneur est élevée, plus la quantité chargée en réacteur augmente. Cette teneur élevée, traduit une qualité fissile du plutonium disponible plus faible, vraisemblablement associée à une stratégie de gestion des stocks contenant les combustibles usés de type FIFO, comme l'illustre la figure (b). Par ailleurs, la figure (b) montre la diminution de la qualité du plutonium dans cette configuration du réacteur de type ASTRID, quelle que soit l'origine du plutonium chargé en réacteur. Cependant, plus le plutonium chargé est de bonne qualité, plus elle-ci diminue au cours de l'irradiation. Au cours de l'irradiation, la diminution de la qualité du plutonium d'un combustible neuf, si elle fortement dégradé en début de cycle, est plus limité.



(a) Quantité de plutonium

(b) Qualité du plutonium

FIGURE 4.44 – Évolution, dans les RNR incinérateurs, de (a) la quantité de plutonium et de (b) la qualité du plutonium, au cours des irradiations successives, coloration en fonction de la teneur moyenne en plutonium

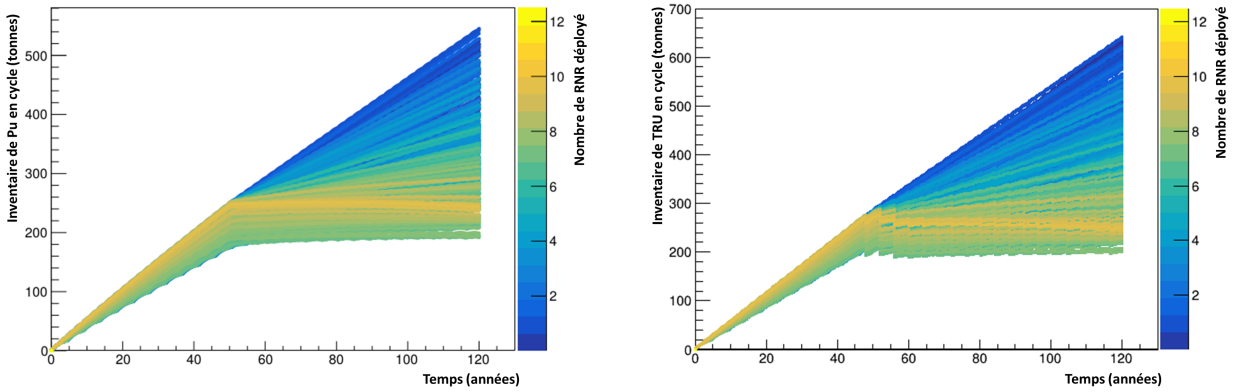
4.3.1.3 Conditions de stabilisation

Sans surprise, le nombre de RNR de type ASTRID pouvant démarrer sans défaut de chargement est directement lié à la quantité de plutonium présent dans les stocks à l'instant de la fabrication du combustible RNR neuf. Par souci de simplicité, nous n'étudions pas ici les défauts de chargement et nous ne considérons que les trajectoires qui ne présentent aucun *missload*.

Les figures (4.45) (a) et (b) présentent respectivement l'évolution des quantités de plutonium et de transuraniens en fonction du temps et du nombre de réacteurs de type ASTRID incinérateur. Tout d'abord, nous observons qu'au delà de 10 réacteurs rapides déployés, la quantité de plutonium initiale n'est pas suffisante et les trajectoires montrent des défauts de chargement. Pour remédier à ce problème, il serait possible d'augmenter la durée de la première phase où seuls les REP-UOX sont présents. Nous observons ensuite qu'un équilibre des quantités de plutonium est possible avec un nombre de réacteurs de type ASTRID incinérateurs compris entre 8 et 9 unités, ce qui correspond à une production électrique comprise entre 19% et 22% de la puissance totale du parc. Ce résultat est inférieur mais cohérent avec les chiffres présentés par T. Kooyman dans [91] qui fait part d'une fraction de la puissance produite par les RNR comprise en 29% et 44% suivant la configuration des réacteurs CAPRA considérée et la composition du reste du parc. Le taux d'incinération des RNR déployés dans notre étude est probablement supérieur à celui des réacteurs de type CAPRA utilisés dans [91].

Sur la figure (4.45) (b), nous observons que, quelle que soit la composition du parc et quel que soit le burnup des REP-UOX, la production de transuraniens reste globalement positive puisque aucun multi-recyclage d'actinides mineurs n'est envisagé. Notons que la production nette d'actinides mineurs au niveau du parc est sensiblement différente après le démarrage des réacteurs de type ASTRID incinérateur. La production de transuraniens est d'autant plus faible que le nombre de RNR est important, une observation liée à une production de plutonium restant la plus faible. Cependant, quelque trajectoires sont permettent la stabilisation des inventaires de transuraniens : typiquement lorsque le nombre de RNR et le burnup des REP-UOX sont élevés. Par exemple, un burnup de 51 $GW.j/t$ et 5 RNR déployés permet de stabiliser les inventaires de transuraniens.

Après normalisation via les puissances produites, le niveau de stabilisation de l'inventaire atteint avec un parc symbiotique dans ce travail est compris entre 650 tonnes et 700 tonnes de plutonium pour le parc français, en totale adéquation avec les travaux de T. Kooyman.



(a) Plutonium (b) Transuranien

FIGURE 4.45 – Inventaire (a) en plutonium et (b) en transuraniens présents en cycle en fonction du temps et du nombre de réacteurs de type ASTRID incinérateur déployés

4.3.1.4 Comparaison des stratégies

Finalement, plusieurs stratégies sont envisageables pour stabiliser le plutonium si la stabilisation devient l'objectif principal :

. Un parc 100% REP mettant en œuvre le multi-recyclage du plutonium sur support d'uranium enrichi.

. Un parc 100% RNR mettant en œuvre le multi-recyclage du plutonium sur support d'uranium appauvri.

. Un parc mixte constitué d'au moins 1/5 de RNR incinérateurs de plutonium et le reste de REP-UOX. D'après [91], la proportion de RNR peut atteindre 60% si le mono-recyclage du plutonium dans les REP-MOX est envisagé.

Le tableau (4.4) récapitule l'ensemble des quantités d'intérêt pour comparer ces différentes stratégies, uniquement au niveau des matières. Dans ce tableau, le parc symbiotique réfère au plan d'expérience considéré ici. Le parc 100% ASTRID ne met en œuvre que des réacteurs isogénérateurs de plutonium et le niveau de stabilisation est calculé à partir des simulations réalisées dans la partie (4.2) de ce chapitre. Ce niveau de stabilisation est en

adéquation avec l'estimation faite, pour ce type de parcs mixtes dans les travaux effectués à la NEA [90]. Le parc 100% REP considère le multi-recyclage homogène du plutonium dans des assemblages MOX, combustible aussi appelé Combustible MOX sur Support d'Uranium Enrichi (MOXEUS). Le mono-recyclage REP correspond à la stratégie française actuelle. Les intervalles donnés représentent l'enveloppe des valeurs possibles qui ont été identifiées par la méthodologie d'exploration des paramètres utilisée pour ce travail de thèse. La production nette d'actinides mineurs a été calculée en quantifiant la variation de l'inventaire total en AM dans le parc, ce qui correspond aux quantités en cycle additionnées aux quantités présentes dans les déchets.

	Parc symbiotique	Parc 100% ASTRID	Parc 100% REP	Mono-recyclage REP
Inventaire de Pu à l'équilibre pour 60 GW_e (en tonnes)	[573 ; 700]	[1200 ; 1500]	240	-
Production nette d'AM pour 60 GW_e (en tonnes/an)	[0,8 ; 3,2]	[3,6 ; 6]	5,2	[2,7 ; 4,1]

TABLE 4.4 – Inventaire à l'équilibre en plutonium et production d'actinides mineurs pour différentes stratégies de parc. Les valeurs concernant la stratégie de multi-recyclage en REP viennent de [93]

Comme beaucoup d'autres facteurs doivent être pris en compte pour le choix d'une stratégie donnée, nous nous garderons de faire des commentaires sur les choix de stratégies effectués dans le passé ou sur les choix à venir. En effet, beaucoup d'autres considérations sont indissociablement liées au processus de décision, les contraintes économiques, le savoir-faire industriel, la maturité des technologies, la volonté politique en sont quelques exemples.

4.3.2 Réduction de l'inventaire des transuraniens en cas de *phase out* après un parc 100% REP

Le développement des réacteurs de type ASTRID incinérateur a d'abord été pensé pour des stratégies de sortie du nucléaire dites stratégies de *phase out* [92]. Le plutonium est alors assimilé à un déchet et l'objectif est de réduire son inventaire sans pour autant augmenter fortement les inventaires d'américium et de curium. C'est pour cette raison que nous considérons dans la suite les inventaires en éléments transuraniques qui seront regardés comme des déchets radiotoxiques à la fin de l'ère nucléaire.

Cette section analyse les potentialités de ces réacteurs incinérateurs pour la réduction de l'inventaire radiotoxique en fonction des matières disponibles et des stratégies pour le recyclage du combustible.

4.3.2.1 Définition du plan d'expérience

L'analyse de l'évolution des inventaires des réacteurs de type ASTRID isogénérateur de la section (4.2.1) montre que l'introduction du réacteur dans le cycle modifie peu les quantités d'actinides mineurs et celles de plutonium produites en fonction du temps. Les RNR

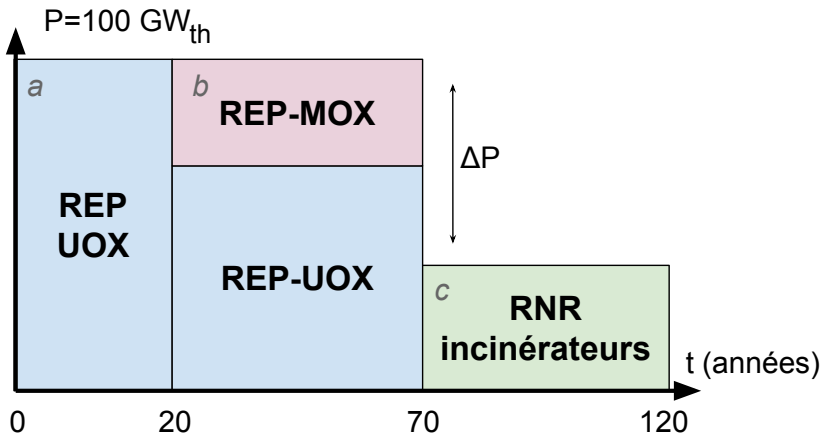


FIGURE 4.46 – Définition du plan d'expérience pour l'exploration des scénarios mettant en œuvre les RNR pour incinérer le plutonium produit dans un parc de REP

fonctionnent, dans une certaine mesure, indépendamment du reste du cycle et découplent la production d'énergie de la production de transuraniens. Ce découplage est issu du fait que la production d'actinides mineurs dans les RNR est négligeable devant l'inventaire de plutonium en cycle nécessaire à l'opération de ces réacteurs. Cependant, ce travail montre que certaines stratégies de retraitement et de gestion des combustibles usés peuvent induire potentiellement des tensions sur les approvisionnements en matières des différents réacteurs. Les quantités de matières dans le cycle et celles aux déchets restent dominées par le burnup des REP-UOX et par la fraction de la puissance produite par les REP-MOX.

Par conséquent, le plan d'expérience défini ici, pour étudier l'apport des RNR incinérateurs ne considère pas de phases où des RNR isogénérateurs sont déployés. D'un point de vue stratégie industrielle, ce choix peut paraître surprenant. En effet, il est peu probable qu'une nouvelle génération de réacteurs nucléaires soit construite dans le but de sortir du nucléaire, mais il se justifie du point de vue académique pour simplifier les interactions entre les réacteurs.

Le schéma (4.46) présente le plan d'expérience proposé. Il se décompose comme suit :

. Une première phase constituée uniquement de REP-UOX qui fonctionne pendant 20 ans. Le burnup des REP-UOX est considéré comme une variable aléatoire.

. Une deuxième phase toujours constituée de REP, mais dont une partie de la puissance est produite par des assemblages MOX. Cette fraction d'assemblages MOX est considérée comme une variable aléatoire. Rappelons qu'il est montré dans [89] que cette fraction de REP-MOX et le burnup des REP-UOX déterminent l'évolution de la production de plutonium au cours du temps. Cette deuxième phase dure 50 ans.

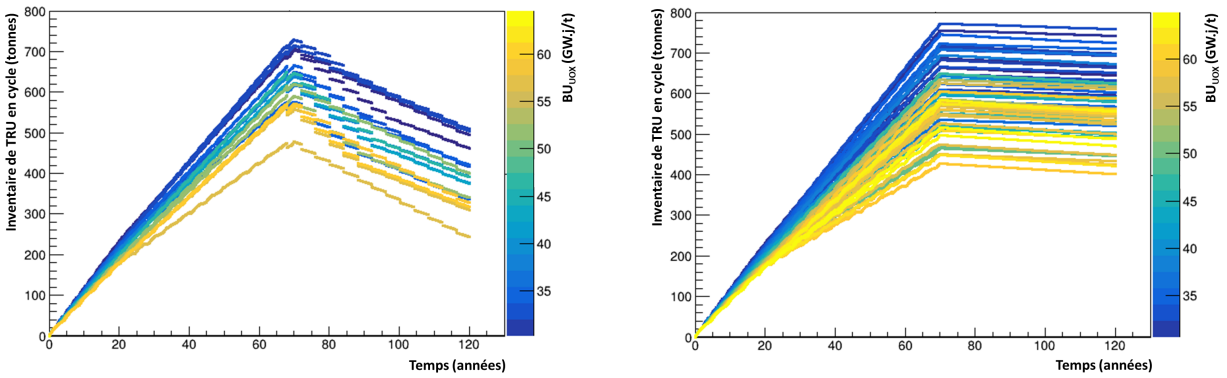
. La troisième phase fait intervenir uniquement des réacteurs de type ASTRID incinérateur de plutonium. La fraction de réduction de la puissance et donc le nombre de réacteurs déployés est un paramètre supposé variable.

Dans ce plan d'expérience, les stratégies de recyclage du plutonium en REP et en RNR sont supposées comme étant des paramètres variables.

Un tirage de 1000 jeux de paramètres d'entrée est effectué selon la méthode du LHS et les résultats sont présentés dans la section suivante. Les trajectoires analysées ne présentent aucun défaut de chargement.

4.3.2.2 Analyse des résultats

Les figures (4.47) montrent l'évolution de l'inventaire total de plutonium et d'actinides mineurs en fonction du temps et du burnup des REP-UOX (a) pour 20 RNR déployés 70 ans après le démarrage des premiers REP et (b) pour un unique réacteur de type ASTRID.



(a) 20 RNR

(b) 1 RNR

FIGURE 4.47 – Évolution de l'inventaire de transuraniens en cycle mettant en œuvre 20 RNR ou 1 RNR

Nous observons que la diminution de la quantité totale d'actinides mineurs et de plutonium est relativement constante et ne dépend ni du burnup des REP-UOX, ni de la fraction de la puissance produite par les assemblages MOX. Ces deux dernières variables semblent uniquement conditionner la quantité que les réacteurs de type ASTRID vont devoir incinérer. L'incinération des transuraniens dépend donc uniquement du nombre d'unités incinératrices déployées. Le taux d'incinération est de l'ordre de -0,12 $tonnes/(GW_e.an)$ ce qui correspond à la production minimale d'un parc composé uniquement de REP-UOX et de REP-MOX.

Le rythme de production dans les REP est donc du même ordre de grandeur que le rythme d'incinération dans les réacteurs de type ASTRID incinérateur de plutonium. Nous souhaitons attirer l'attention sur le fait que cette conclusion peut être valable pour des temps d'incinération relativement courts, ici jusqu'à 50 ans. En effet, le multi-recyclage dans les réacteurs de type ASTRID incinérateur dégrade la qualité du plutonium. Après plusieurs recyclages, le combustible pourrait être trop dégradé neutroniquement pour être chargé en réacteur. Des défauts de chargement apparaîtront donc, mais ceux-ci ne sont pas analysés dans ce travail.

Conclusion du chapitre

Ce quatrième chapitre fait l'étude paramétrique de plusieurs scénarios, décrivant des parcs académiques. Ces parcs mixtes sont composés de REP et de RNR, isogénérateurs dans les deux premières parties, puis de réacteurs incinérateurs dans la troisième partie. L'analyse se focalise principalement sur la potentialité de ces réacteurs de type ASTRID à gérer dynamiquement le plutonium en cycle et à leur impact sur les autres installations du cycle ; les répercussions de leur déploiement sur les actinides mineurs est aussi considéré.

Ce chapitre montre que les réacteurs de type ASTRID peuvent recycler des combustibles UOX et MOX usés ayant été irradiés dans des REP ou des RNR. Cependant, la teneur en plutonium des combustibles RNR neufs, adaptée à l'isotopie disponible dans les entreposages,

influe sur le mode de fonctionnement de ces réacteurs. Ainsi, pour l'isogénérateur, une teneur en plutonium élevée, associée à un vecteur isotopique dégradé, implique l'incinération de cet élément au cours de l'irradiation tout en améliorant la qualité du plutonium. L'effet inverse est aussi observé.

Cependant, ces variations de comportement des RNR ne modifient pas radicalement, à l'échelle du cycle complet, les quantités de plutonium et les facteurs d'influence majeurs. Ainsi, le burnup des REP-UOX et la fraction de la puissance REP produite par des assemblages MOX, même 50 ans après l'arrêt des REP, conditionnent fortement les quantités en jeu.

Le déploiement des RNR impacte néanmoins le fonctionnement du parc. Ainsi, dans certaines conditions de recyclage du plutonium associées à leur intégration, de fortes répercussions sur les matières disponibles pour la fabrication des combustibles REP-MOX ont été identifiées. Des excursions de la teneur en plutonium des combustibles chargés dans les REP-MOX, en dehors des limites actuelles de 12%, ont été observées. Par ailleurs, inclure des réacteurs de type ASTRID entraîne une augmentation significative du retraitement des combustibles usés et donc de l'envoi d'actinides mineurs aux déchets, bien qu'en dehors des étapes de retraitement, leur production d'actinides mineurs soit comparable avec celle des REP.

Quels que soient les paramètres du déploiement des RNR isogénérateurs de plutonium, simulés ici, la stabilisation du plutonium et des transuraniens en cycle est impossible. La seule option simulée menant à la réalisation de cet objectif est de considérer un parc composé uniquement de réacteurs de type ASTRID isogénérateur. En considérant les RNR incinérateurs de plutonium, la stabilisation des inventaires de plutonium en cycle, dans des parcs symbiotiques, est atteignable à condition que les RNR fournissent au moins 20% de la puissance du parc. En cas de *phase out*, réduire significativement l'inventaire total de transuraniens accumulés pendant 70 ans de fonctionnement d'un parc REP, nécessite le déploiement d'au moins 20 RNR incinérateurs sur une période de l'ordre de 50 ans.

L'ensemble des scénarios de transition analysés dans ce quatrième chapitre sont très académiques, construits à partir d'hypothèses relativement simples. Une application à des scénarios ayant des trames moins simplifiées est présentée dans le chapitre suivant.

Chapitre 5

Des scénarios réalistes : application à un parc proche du cas français

Sommaire

Introduction du chapitre 203
5.1 Scénario de référence proposé en 2015 . . . . . **204**
5.2 Adaptation de la trame du scénario 2015 . . . . . **206**
5.3 Définition du plan d'expérience **209**
5.4 Génération des inventaires initiaux **212**
5.5 Analyse des résultats **217**
5.5.1 Analyse des défauts de chargement des réacteurs 217
5.5.2 Conséquence du déploiement anticipé de quelques unités 218
Conclusion du chapitre 222

Introduction du chapitre

Le chapitre 4 a fait l'objet de la présentation de la méthodologie d'analyse des scénarios à partir d'un grand nombre de trajectoires simulées avec le code CLASS afin de comprendre la physique du cycle et les interactions entre les différents réacteurs. Ce chapitre 5 extrapole alors les résultats obtenus pour les appliquer à un scénario plus réaliste, s'approchant des scénarios français tout en restant académique, c'est-à-dire dont la faisabilité n'est pas un critère.

Nous commençons par décrire, dans une première partie, comment les scénarios français, notamment ceux présentés dans le cadre du PNGMDR, peuvent être modélisés avec le code CLASS. Pour cela, un parc proche du parc français est utilisé comme point de départ des simulations. Le déploiement progressif des RNR-Na s'inspire ensuite du scénario dit de référence proposé en 2015 par le CEA et ses partenaires industriels, EDF et Areva [18]. L'intérêt pour l'étude de ce scénario a été réitéré en 2018 par le CEA, EDF, Framatome et Orano, et mis en regard du scénario favorisant le multi-recyclage du plutonium dans les REP au lieu des RNR-Na [19][27][28].

Ces parcs présentent toujours une transition d'un parc de REP à un parc mixte comportant des REP et des RNR-Na. Différents paramètres du déploiement sont échantillonnés. L'étude de ces nouvelles simulations permet d'analyser de potentiels points de tensions dans le cycle du combustible suivant les stratégies adoptées.

5.1 Scénario de référence proposé en 2015

Le scénario de référence présenté en 2015 par le CEA et ses partenaires industriels a une puissance électrique installée relativement constante autour de 63 GW_e et se découpe en plusieurs paliers successifs permettant l'échelonnement du déploiement des RNR-Na, comme le montre la figure (5.1) issue du Dossier CEA 2015 [18]. Un *Palier 0*, antérieur au parc actuel et correspondant au cycle ouvert précédant l'utilisation des combustibles MOX, c'est-à-dire avant 1994, n'apparaît pas sur ce schéma. Les dates données par la suite pour la description des différentes étapes de ce scénario ainsi que le nombre de réacteurs déployés par technologie sont indicatifs et issus de publications parues en 2018 [19][27][28].

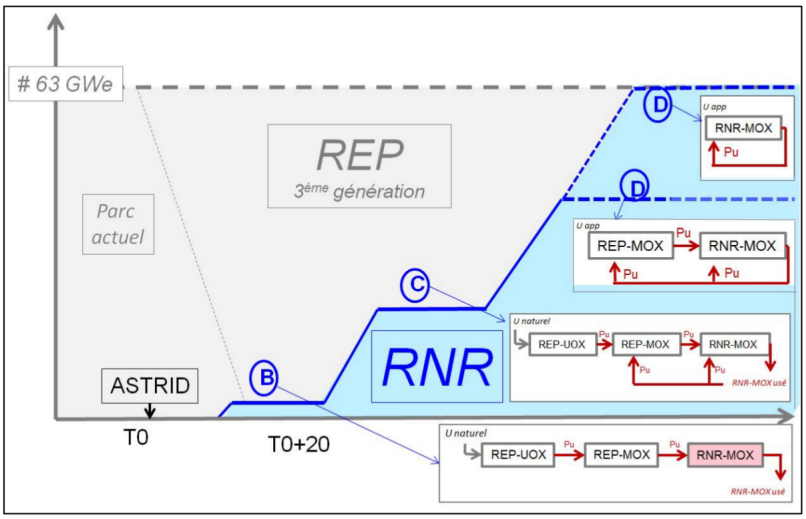


FIGURE 5.1 – Proposition de déploiement progressif des RNR issue du scénario de référence en 2015, figure provenant du Dossier CEA 2015 [18]

Le premier palier, appelé *Palier A*, considère le mono-recyclage de l'uranium et du plutonium des combustibles usés dans les REP. Les combustibles utilisés sont de type UOX, MOX et URE. Ce palier s'étend jusqu'en 2039 et dans son état stabilisé se composerait de 24 REP-UOX, 11 REP-MOX, *i.e.* dont 30% des assemblages comportent du combustible MOX, et 3 REP-URE. Contrairement au chapitre précédent, REP-UOX et REP-MOX se réfèrent aux réacteurs réels. Le parc de départ considéré, correspondant au cycle français actuel, se compose des 58 REP de puissance en service et du premier EPR français :

. 12 REP-UOX, d'une puissance électrique de 900 MW_e (sur les sites suivants : Fessenheim 1-2, Bugey 2-3-4-5, Cruas 1-2-3-4, Blayais 3-4),

. 22 REP-MOX 30%, d'une puissance électrique de 900 MW_e (sur les sites suivants : Blayais 1-2, Saint Laurent 1-2, Chinon 1-2-3-4, Tricastin 1-2-3-4, Dampierre 1-2-3-4, Gravelines 1-2-3-4-5-6),

. 20 REP-UOX, d'une puissance électrique de 1300 MW_e (sur les sites suivants : Belleville 1-2, Cattenom 1-2-3-4, Flammanville 1-2, Golfesh 1-2, Nogent 1-2, Paluel 1-2-3-4, Penly 1-2, Saint Alban 1-2),

. 4 REP-UOX, d'une puissance électrique de 1450 MW_e (sur les sites suivants : Civaux 1-2, Chooz 1-2),

. Mise en service de l'EPR-UOX, Flammanville 3.

Avant l'établissement du deuxième palier, une phase de transition d'environ 16 ans est nécessaire pour permettre à la fois le remplacement des REP par les EPR et la démonstration de faisabilité à partir de 2039 du réacteur ASTRID isogénérateur de plutonium d'une puissance électrique de 600 MW_e. La fabrication des combustibles pour le réacteur ASTRID est réalisée, entre 2039 et 2053, en utilisant les combustibles REP-UOX usés, puis, entre 2054 et 2055, en utilisant les combustibles REP-MOX usés.

Le deuxième palier, appelé *Palier B*, débute ensuite autour de l'année 2055 et s'étend jusqu'en 2085. Il considère le déploiement de deux RNR-Na isogénérateurs de plutonium de 1000 MW_e en 2064 en plus du réacteur ASTRID, permettant le bi-recyclage des combustibles REP-UOX usés : en EPR-MOX puis en RNR-MOX. Les combustibles présents en cycle sont toujours de type UOX, MOX et URE et le cycle stabilisé se composerait de 22 EPR-UOX, 10 EPR-MOX 30%, 4 EPR-URE, 2 RNR-Na et 1 ASTRID. La part de la puissance produite par les 3 RNR-Na est d'environ 4,5%. Les combustibles RNR-MOX, de 2055 à 2071, sont fabriqués à partir des combustibles REP-MOX usés, puis après 2072, ils sont aussi conçus avec des combustibles RNR-MOX usés.

Le troisième palier, appelé *Palier C*, qui s'étend de l'année 2086 environ à l'année 2150, a pour objectif de stabiliser les inventaires en plutonium en cycle. Pour cela, il prévoit jusqu'en 2120 environ, le déploiement de 12 RNR-Na surgénérateurs de plutonium, d'une puissance électrique de 1450 MW_e et le remplacement des combustibles UOX et URE en EPR par des combustibles MOX. Dans son état stabilisé, la parc se composerait de 25 EPR-MOX, 1 EPR-MOX 100%, *i.e.* dont tous les assemblages sont chargés avec du combustible MOX, et 12 RNR-Na. Ainsi, la part de la puissance produite par les RNR-Na est d'environ 31%. Ils sont surgénérateurs de plutonium et doivent améliorer la qualité isotopique du plutonium provenant des combustibles EPR-MOX usés afin de permettre le recyclage des combustibles RNR-MOX usés à la fois en RNR-Na et en EPR. Cette strate permet donc la mise en place du multi-recyclage du plutonium.

Le quatrième palier ou *Palier D1* débute en 2150 et prévoit le remplacement progressif de tous les EPR par des RNR-Na isogénérateurs de plutonium d'une puissance électrique de 1450 MW_e. Ce palier permet l'indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel et la stabilité des inventaires de plutonium en cycle.

La figure (5.2), issue de [19], récapitule ces différentes étapes de déploiement par type de réacteur.

L'étude de parcs "réalistes" menée dans la section suivante, s'inspire des paliers A, B et C du scénario de référence présenté en 2015, cependant de nombreuses modifications sont apportées. Le scénario principal est présenté ci-dessous.

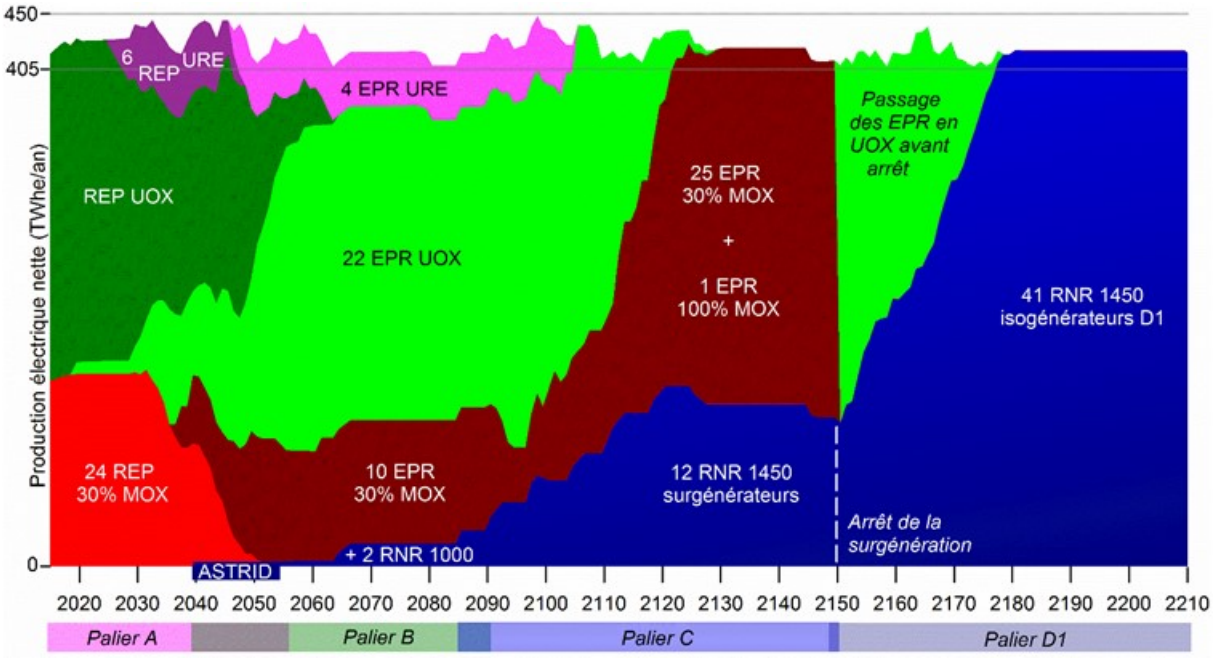


FIGURE 5.2 – Part de la puissance électrique associée à chaque technologie de réacteur au cours des différents paliers du scénario de référence en 2018, figure provenant de [19]

5.2 Adaptation de la trame du scénario 2015

Le scénario principal, simulé avec le code CLASS, dure 100 ans : de 2040 à 2140. Cette durée arbitraire est suffisamment longue pour une projection dans le futur et la date de 2140 correspond à un état stabilisé du palier C. Son déroulement s'inspire donc de la phase de transition entre les paliers A et B, du palier B et d'une grande partie du palier C.

En 2040, la simulation démarre avec des entreposages de combustibles UOX et MOX usés issus d'irradiation en REP, appelés respectivement S1 et S2. Ils sont représentatifs d'un historique calculé entre 1977 et 2039 pour une puissance installée constante à partir de l'an 2000 de l'ordre de 63 GW_e.

Les RNR-Na déployés dans cette étude sont des réacteurs individuels de type ASTRID isogénérateur de plutonium d'une puissance électrique de 600 MW_e, d'un burnup de 100 $GW.j/t$ et d'une masse de métaux lourds d'environ 39 tonnes. Le palier A ne considère qu'un seul réacteur de type ASTRID. Ensuite, le nombre de RNR-Na est modifié par rapport au scénario 2015 pour s'approcher de la puissance totale produite par les RNR-Na dans les paliers B et C de référence, soit respectivement 4,5% et 30% de la puissance totale produite. Ainsi, 3 RNR-Na supplémentaires sont simultanément intégrés au début du palier B, représentant 2400 MW_e au lieu de 2600 MW_e *i.e.* 4,34% de la puissance thermique effective. De même, pour le palier C, 25 RNR-Na supplémentaires sont déployés au total. L'échelonnement se fait en démarrant 3 RNR-Na tous les 2,5 ans pendant 17,5 ans puis 4 RNR-Na en 5 ans, il y a donc neuf étapes dans le palier C. Les 29 RNR-Na intégrés dans le parc *in fine* produisent 17400 MW_e, ce qui correspond à la production électrique de 12 RNR-Na de 1450 MW_e. 30,4% de la puissance thermique effective est alors produite par les RNR-Na.

Les réacteurs de type ASTRID sont plus petits que des RNR-Na de 1450 MW_e, les fuites de neutrons hors du cœur sont donc plus importantes, ces petits coeurs immobilisent plus de

plutonium. L'erreur n'a pas été quantifiée et les inventaires sont donc une estimation haute.

Le caractère surgénérateur des RNR-Na dans le palier C n'est pas mis en œuvre ici. En effet, dans notre modélisation, la régénération n'est pas un paramètre libre mais un résultat dépendant du type de combustible disponible à chaque chargement. L'analyse des parcs simplifiés a par ailleurs montré que l'utilisation de combustibles REP-MOX usés pour fabriquer les combustibles RNR-MOX neufs mène effectivement à une amélioration de la qualité isotopique du plutonium, mais est associée à un caractère incinérateur de plutonium.

Par ailleurs, les dates de transition entre les paliers A, B et C sont adaptées en fonction du temps de cycle d'environ 7,2 ans des RNR-Na et les changements d'approvisionnement des usines de fabrication des combustibles RNR-MOX et REP-MOX neufs. Ces paramètres induisent la création de sous paliers. La stratégie de gestion des matières pour fabriquer les combustibles REP-MOX neufs est LIFO, MIX pour les combustibles RNR-MOX neufs, c'est-à-dire une alternance, à chaque rechargement, des stratégies LIFO et FIFO [19]. La redistribution des paliers obtenue est ainsi illustrée par la figure (5.3).

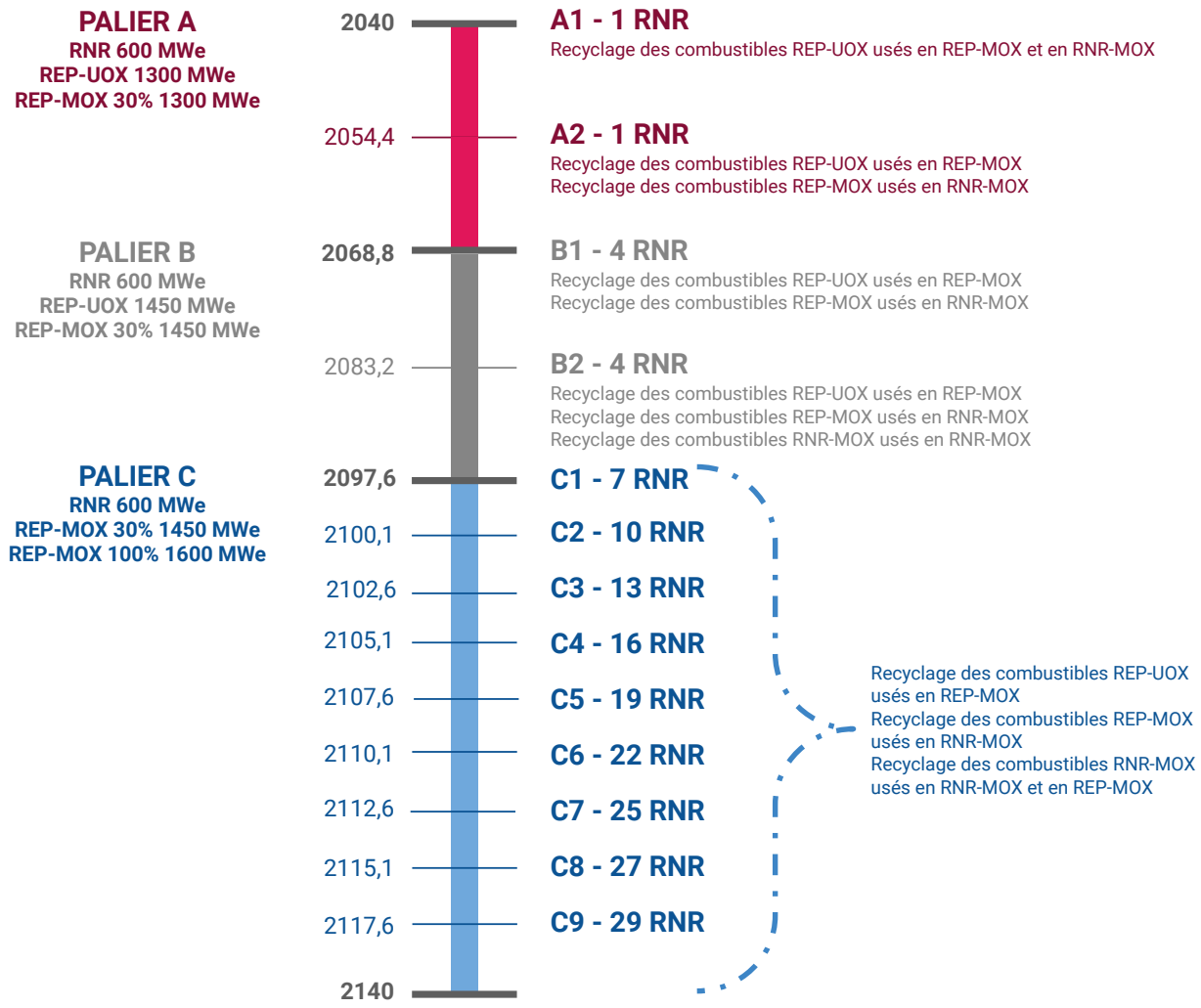


FIGURE 5.3 – Chronologie des paliers successifs simulés dans le code CLASS

Tous les réacteurs thermiques, REP et EPR, sont des macro-REP utilisant des modèles, dans le code CLASS, reposant sur des calculs assemblages infinis. Ils ont les caractéristiques

suivantes :

. Burnup des REP-UOX : 43 $GW.j/t$, burnup des REP-MOX : 45 $GW.j/t$,

. Masse de métaux lourds : 103,9 tonnes pour les 1300 MW_e, 110,0 tonnes pour les 1450 MW_e, 125,5 tonnes pour les 1600 MW_e,

. Rechargement par tiers,

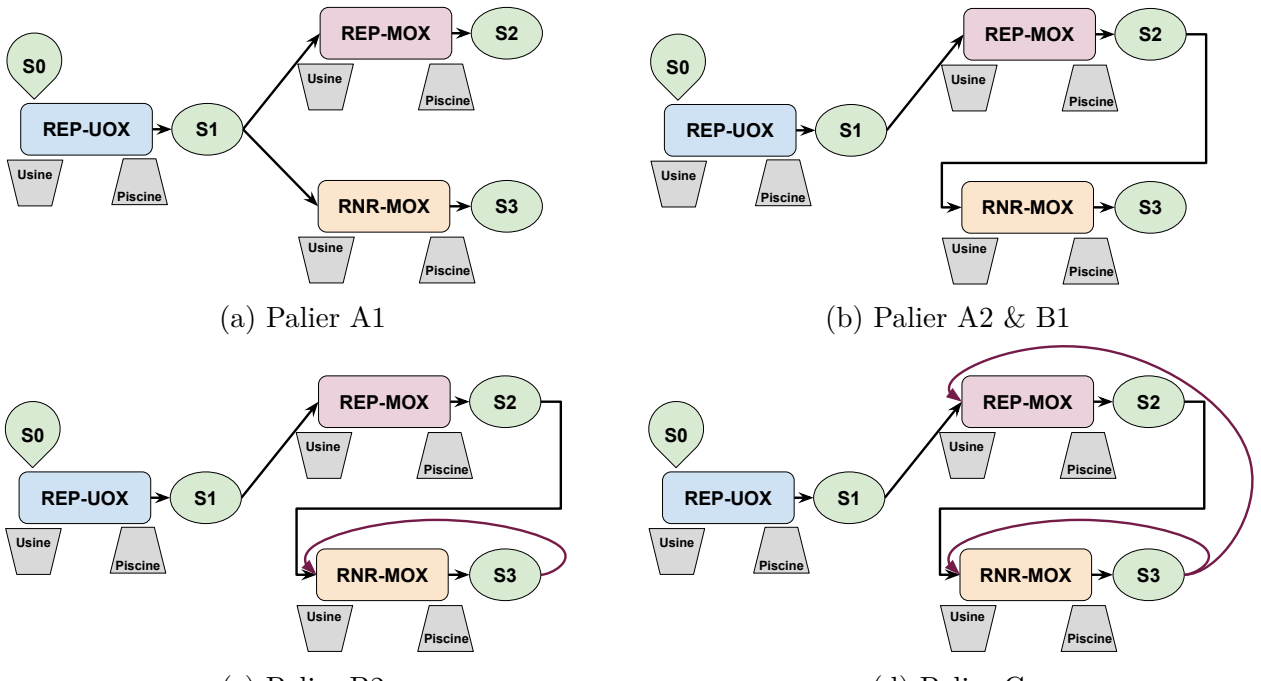
. Facteur de charge : 0,74,

. k_{seuil} pour le modèle de fabrication du combustible mono-zone pour l'ensemble des REP : 1,03.

Leur puissance électrique variable est ajustée afin que la puissance totale du parc soit relativement constante tout au long des simulations. Cependant, la puissance des REP représentés par les macro-REP évolue à chaque palier. Pour le palier A la puissance des REP-UOX et des REP-MOX est de 1300 MW_e, pour le palier B elle est de 1450 MW_e. Pour le palier C, la puissance reste de 1450 MW_e pour les REP-UOX et les REP-MOX, mais vaut par contre 1600 MW_e pour le REP-MOX 100%. Cette différence de puissance est tirée de [27]. Les assemblages UOX des REP-MOX du palier C, sont modélisés dans le code CLASS par un macro-REP-UOX. Les combustibles URE ne sont pas pris en compte ici.

La fabrication des combustibles nécessite toujours 2 ans et leur refroidissement en piscine 5 ans.

Les différentes options de recyclage des combustibles REP et RNR-Na au fil des paliers sont représentées sur les figures (5.4) (a) pour le palier A1, (b) pour les paliers A2 et B1, (c) pour le palier B2 et (d) pour le palier C.



(a) Palier A1

(b) Palier A2 & B1

(c) Palier B2

(d) Palier C

FIGURE 5.4 – Schéma des différentes installations considérées dans les simulations réalisées avec le code CLASS suivant les paliers A, B et C, illustrant l'évolution des options de recyclages

Pour compléter l'analyse de ce scénario principal, la puissance installée en 2040 et le

déploiement des RNR-Na aux paliers B et C sont paramétrés.

5.3 Définition du plan d'expérience

Quatre paramètres, P_1, P_2, P_3 et P_4, ont été ajoutés au scénario principal présenté sur la figure (5.3). Ils sont schématisés sur la figure (5.5). Les valeurs prises par les paramètres P_1, P_2 et P_3, qui influent sur la puissance installée en 2040 et le déploiement des RNR-Na, apparaissent en bleu sur la figures. Le paramètre P_4 peut prendre quatre valeurs discrètes visibles dans le cadre bleu de la figure.

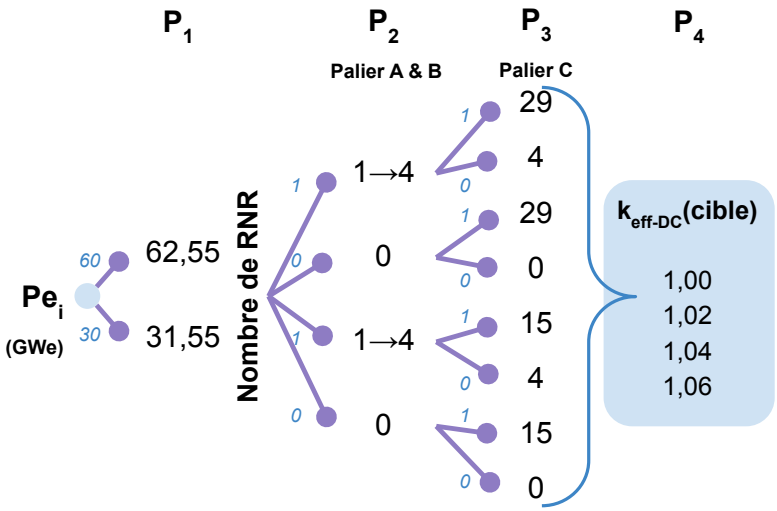


FIGURE 5.5 – Paramètres des simulations de scénarios réalistes

Le premier paramètre de simulation P_1 permet de caractériser la puissance électrique installée initiale en 2040, qui est maintenue relativement constante pendant toute la durée des simulations. Deux points de départ sont considérés pour cette puissance notée Pe_i :

. 62,55 GW_e, puissance représentative du parc français actuel,

. 31,55 GW_e, cette diminution d'environ 50% de la puissance installée ayant lieu entre 2028 et 2036 correspond à la fermeture de 30 REP. Cette réduction très importante de la puissance installée du parc est un cas de figure allant au delà des annonces faites en 2018 dans le cadre de la Programmation Pluriannuelle de l'Énergie. La PPE prévoit la fermeture d'ici 2035 de 14 REP afin que la part du nucléaire au sein du mix électrique passe de 77% à 50% de la production d'électricité [11].

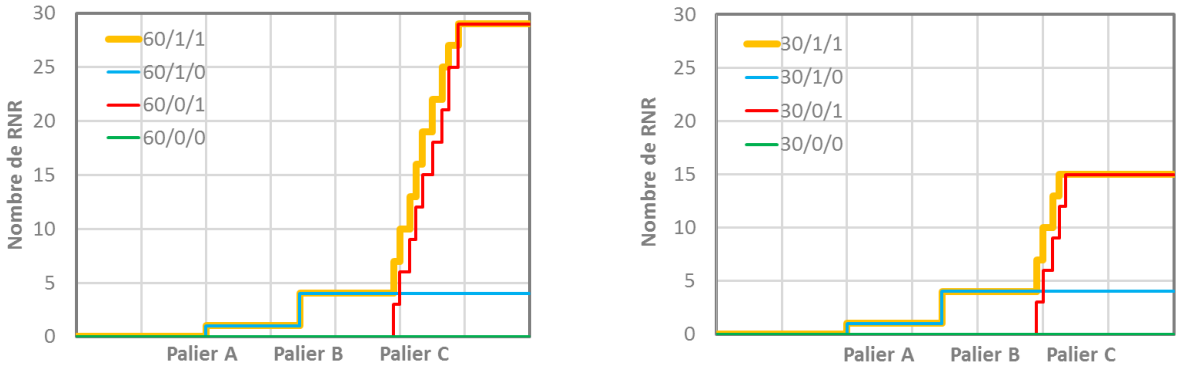
P_1 prend donc la valeur de 30 si Pe_i vaut 31,55 GW_e, ou de 60 si Pe_i vaut 62,55 GW_e. Deux inventaires de matières initiaux sont utilisés pour les simulations correspondant aux deux puissances installées initiales en 2020, ils sont répartis dans les entreposages de combustibles REP-UOX usés, S1, et REP-MOX usés, S2.

Le deuxième paramètre P_2 affecte les paliers A et B. Il statue sur le déploiement ou non des RNR-Na sur ces paliers : s'il vaut 0, aucun RNR-Na n'est déployé au cours de ces deux paliers, s'il vaut 1, un réacteur de type ASTRID démarre en 2040 durant le palier A puis trois nouveaux RNR-Na en 2068, c'est-à-dire au début du palier B et ce, quelque soit la valeur de

P_1. La part de la puissance produite par les 4 RNR-Na au cours du palier B est de 4,34% si P_1 vaut 60 et de 8,43% si P_1 vaut 30.

Le troisième paramètre P_3 affecte le palier C. Si P_3 vaut 0, le nombre de RNR-Na en fonctionnement reste le même qu'au palier B, *i.e.* 0 ou 4 RNR-Na. Si P_3 vaut 1, alors de nouveaux RNR-Na de type ASTRID isogénérateur de plutonium sont intégrés dans le parc jusqu'à ce que la part de la puissance totale du parc produite par les RNR-Na soit de l'ordre de 30%. Ainsi, si P_1 vaut 60, 29 RNR-Na fonctionnent lorsque le palier C est stabilisé, correspondant à 30,44% de la puissance thermique effective. Ces RNR-Na sont déployés par trois tous les 2,5 ans, et aux paliers C8 et C9, 4 RNR-Na sont intégrés. Si P_1 vaut 30, *in fine* 15 RNR-Na fonctionnent, produisant 30,28% de la puissance thermique effective. Ils sont intégrés au parc trois par trois.

Le tableau (5.1) récapitule le nombre de réacteurs de chaque technologie simulé en fonction des différents paramètres de simulation P_1, P_2 et P_3. La figure (5.6) montre l'évolution du nombre de RNR-Na correspondant à ces simulations.



(a) $P_1 = 60$ (b) $P_1 = 30$

FIGURE 5.6 – Évolution du nombre de RNR en fonction des paramètres P_1, P_2 et P_3

Le quatrième paramètre P_4 peut prendre quatre valeurs distinctes de coefficient de multiplication des neutrons cible en début de cycle, à burnup nul, pour les réacteurs de type ASTRID. Ce paramètre n'intervient de fait que dans les simulations où au moins 4 RNR-Na sont déployés. L'impact de la variable $k_{eff-DC}(cible)$ du modèle de fabrication du combustible multizone n'ayant pas été testé auparavant, son effet est analysé dans cette partie. En tout, 26 scénarios différents sont simulés.

La génération des inventaires de départ associés au paramètre P_1 est présenté dans la section (5.4).

	60/1/1	60/1/0	60/0/1	60/0/0	30/1/1	30/1/0	30/0/1	30/0/0
A	23,65 24 1	23,65 24 1	23,88 24,23 0	23,88 24,23 0	11,82 11,99 1	11,82 11,99 1	12,05 12,23 0	12,05 12,23 0
B	29,95 11,52 4	29,95 11,52 4	21,41 21,73 0	23,88 24,23 0	9,98 10,13 4	9,98 10,13 4	10,8 10,96 0	12,05 12,23 0
C1	39,15 1 7	40,38 1 4	40,8 1 3	23,88 24,23 0	17,76 1 7	19 1 4	19,42 1 3	12,05 12,23 0
C2	37,9 1 10	40,38 1 4	39,55 1 6	23,88 24,23 0	16,52 1 10	19 1 4	18,17 1 6	12,05 12,23 0
C3	36,65 1 13	40,38 1 4	38,31 1 9	23,88 24,23 0	15,28 1 13	19 1 4	16,93 1 9	12,05 12,23 0
C4	35,4 1 16	40,38 1 4	37,07 1 12	23,88 24,23 0	14,45 1 15	19 1 4	15,69 1 12	12,05 12,23 0
C5	34,15 1 19	40,38 1 4	35,83 1 15	23,88 24,23 0	14,45 1 15	19 1 4	14,45 1 15	12,05 12,23 0
C6	32,95 1 22	40,38 1 4	34,59 1 18	23,88 24,23 0	14,45 1 15	19 1 4	14,45 1 15	12,05 12,23 0
C7	31,7 1 25	40,38 1 4	33,35 1 21	23,88 24,23 0	14,45 1 15	19 1 4	14,45 1 15	12,05 12,23 0
C8	30,85 1 27	40,38 1 4	31,69 1 25	23,88 24,23 0	14,45 1 15	19 1 4	14,45 1 15	12,05 12,23 0
C9	30,04 1 29	40,38 1 4	30,04 1 29	23,88 24,23 0	14,45 1 15	19 1 4	14,45 1 15	12,05 12,23 0

TABLE 5.1 – Évolution du nombre de réacteurs de chaque type au cours du scénario suivant les paramètres $P_1/P_2/P_3$, avec le nombre de REP-UOX, puis de REP-MOX 30%, puis de REP-MOX 100%, puis de RNR-MOX

5.4 Génération des inventaires initiaux

La génération des inventaires initiaux effectuées dans cette étude, se scinde en deux parties : de 1975 à 2015, puis de 2016 à 2040. La première partie, qui retrace la construction et l'exploitation d'un parc électronucléaire proche du parc français actuel, composé de 58 REP, est commune aux simulations, quelle que soit la valeur du paramètre P_1. La simulation présentée ici est issue du travail effectué à l'IRSN par A. Duterme pendant son stage de fin d'études pour l'école d'ingénieurs Chimie Paristech et l'INSTN [94]. Les simplifications et hypothèses concernant l'évolution du parc électronucléaire français sont conservées. La seconde partie reproduit une diminution de la puissance électrique installée d'environ 50% lorsque P_1 vaut 30, aucune modification n'est appliquée après 2015 si P_1 vaut 60.

Le tableau (5.2) récapitule les dates de construction des 58 REP, et dans le cas des REP utilisant du combustible MOX, l'année approximative de leur premier chargement avec du combustible MOX. Ils sont ici simulés en unité individuelle et sont rechargés par tiers. La valeur choisie pour le k_{seuil} du modèle de fabrication du combustible mono-zone est 1,02. Les burnups associés à chaque gestion de combustible sont énumérés ci-dessous :

. Pour les REP-UOX 900 MW_e : Standard 33 $GW.j/t$, Garance 42 $GW.j/t$, Cyclade 42 $GW.j/t$,

. Pour les REP-MOX 900 MW_e : Hybride MOX 35 $GW.j/t$, Parité MOX 45 $GW.j/t$,

. Pour les REP-UOX 1300 MW_e : Standard 33 $GW.j/t$, Gemmes 43 $GW.j/t$, Galice 55 $GW.j/t$,

. Pour les REP-UOX 1450 MW_e : Standard 43 $GW.j/t$, Alcade 46 $GW.j/t$.

Le facteur de charge associé à chaque réacteur a été calculé à partir des données fournies par RTE, il représente donc le facteur de charge moyen entre la construction du réacteur et 2015. Pour les REP-MOX, un facteur de charge moyen est calculé avant la transformation en REP-MOX et un après. Le tableau (5.3) présente ces valeurs, les cases grisées correspondent aux REP-MOX.

La seconde partie de la génération des inventaires de départ simule le parc de 2016 à 2040. Le démarrage de l'EPR de Flammanville 3 ainsi que le remplacement de certaines centrales ne sont pas simulés. Si P_1 vaut 60, alors la puissance installée de 62,55 GW_e, est constante entre 2015 et 2040. Les paramètres de simulations associés aux 58 REP en 2015 sont maintenus constants jusqu'en 2040. L'évolution de la puissance de ce parc entre 1975 et 2040 est représentée sur la courbe turquoise de la figure (5.7). Si P_1 vaut 30, une réduction de la puissance installée d'environ 50% est imaginée entre 2028 et 2036, en privilégiant si possible la fermeture des tranches les plus vieilles, sans transformer de nouveaux REP-UOX en REP-MOX. Ainsi, cinq paliers successifs de diminution sont déterminés : en 2028, 2030, 2032, 2034 et en 2036. La réduction moyenne par palier est de 18,8 GW_e. En 2040, la puissance installée est de 31,55 GW_e. La part de la puissance du parc produite par les assemblages chargés avec du combustible MOX passe alors de 10,6% à 13,4% environ. En dehors des dates de fermeture des différentes tranches, les paramètres des réacteurs déterminés en 2015 restent inchangés. Dans ce cas, l'évolution de la puissance est représentée sur la courbe rose de la figure (5.7). La figure (5.8) montre l'évolution de la puissance produite par chacun des types de réacteurs simulés lorsque P_1 vaut 30.

. Fermetures en 2028 : 6 REP-UOX 900 MW_e,

. Fermetures en 2030 : 6 REP-UOX 900 MW_e,

. Fermetures en 2032 : 2 REP-MOX 900 MW_e et 3 REP-UOX 1300 MW_e,

. Fermetures en 2034 : 3 REP-MOX 900 MW_e et 3 REP-UOX 1300 MW_e,

. Fermetures en 2036 : 3 REP-MOX 900 MW_e et 4 REP-UOX 1300 MW_e.

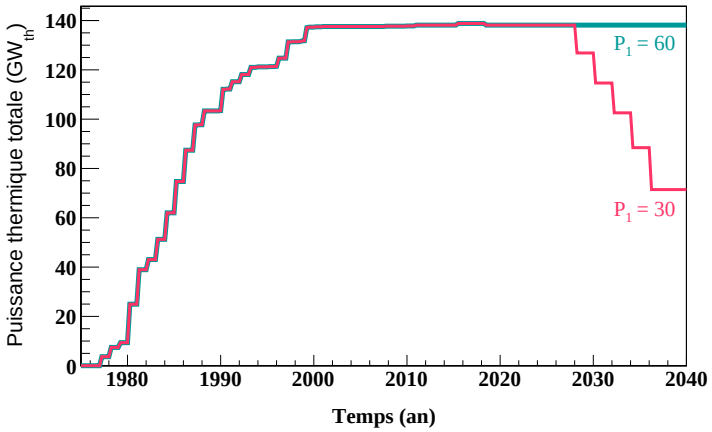


FIGURE 5.7 – Évolution de la puissance entre 1975 et 2040 en fonction du paramètre P_1, en turquoise lorsque P_1 vaut 60 et en rose lorsque P_1 vaut 30

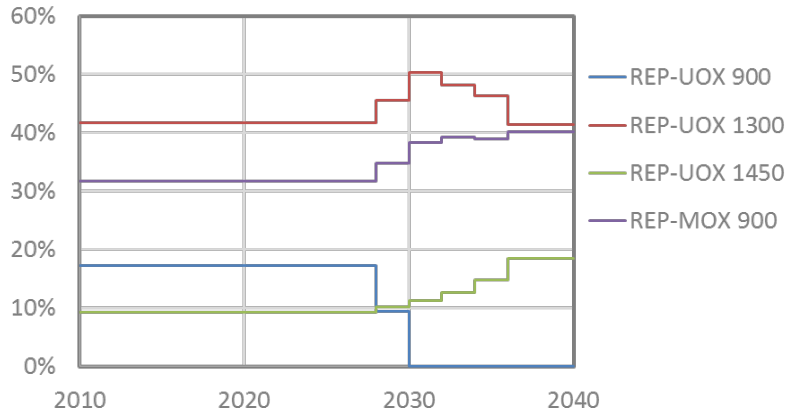


FIGURE 5.8 – Évolution de la part de la puissance du parc produite par chaque type de réacteurs simulés entre 2010 et 2040 lorsque P_1 vaut 30

Les inventaires des principaux actinides en 2040, *i.e.* en quantité supérieure à 100 kg, présents dans les entreposages de combustibles UOX et MOX usés sont présentés dans le tableau (5.4) : ils sont insérés comme talon de départ dans les stocks S1 et S2 pour les simulations. Les quantités d'uranium 238 dans le stock des combustibles REP-MOX usés sont surestimées.

Tranches	T1	T2	T3	T4	T5	T6
Blayais	1981 1997	1982 1994	1983	1983		
Bugey		1978	1978	1979	1979	
Chinon	1982 2000	1983 2000	1986 1999	1987 2000		
Cruas	1983	1984	1984	1984		
Dampierre	1980 2000	1980 2000	1981 2000	1981 2000		
Fessenheim	1977	1977				
Gravelines	1980 2000	1980 2000	1980 1994	1981 2000	1984 2000	1985 2000
St Laurent	1981 2000	1981 2000				
Tricastin	1980 2000	1980 2000	1980 2000	1981 2000		

(a) REP 900 MW_e

Tranches	T1	T2	T3	T4
Belleville	1987	1988		
Cattenom	1986	1987	1990	1991
Flammanville	1985	1986		
Golfech	1990	1993		
Nogent	1987	1988		
Paluel	1985	1984	1985	1986
Penly	1990	1992		
St Alban	1985	1986		

(b) REP 1300 MW_e

Tranches	T1	T2
Chooz	1996	1997
Civaux	1997	1999

(c) REP 1450 MW_e

TABLE 5.2 – Chronologie du déploiement simulé des REP en fonction de leur puissance électrique, les cases grisées correspondent aux REP-MOX, le changement du type de combustible a eu lieu aux environs de la seconde date présente dans ces cases ; dates issues de [94]

Tranches	T1	T2	T3	T4	T5	T6
Belleville	0,712	0,729				
Blayais	0,71 0,74	0,746 0,778	0,757	0,747		
Bugey		0,688	0,661	0,693	0,70	
Cattenom	0,698	0,73	0,746	0,774		
Chinon	0,733 0,723	0,722 0,744	0,709 0,758	0,754 0,749		
Chooz	0,782	0,77				
Civaux	0,759	0,759				
Cruas	0,714	0,714	0,724	0,719		
Dampierre	0,677 0,752	0,657 0,734	0,711 0,764	0,712 0,725		
Flammanville	0,696	0,711				
Fessenheim	0,685	0,691				
Golfech	0,764	0,758				
Gravelines	0,665 0,732	0,72 0,743	0,708 0,745	0,721 0,762	0,755 0,788	0,764 0,813
Nogent	0,72	0,74				
Paluel	0,719	0,692	0,682	0,714		
Penly	0,762	0,766				
St Alban	0,675	0,684				
St Laurent	0,70 0,729	0,753 0,718				
Tricastin	0,719 0,742	0,705 0,744	0,752 0,758	0,717 0,768		

TABLE 5.3 – Facteur de charge moyen pour chaque REP, calculé entre leur construction et 2015, les cases grisées correspondent aux REP-MOX, la première valeur est le facteur de charge avant le changement de combustible, la seconde après le changement

	$P_1 = 60$		$P_1 = 30$	
	S1 en (t)	S2 en (t)	S1 en (t)	S2 en (t)
^{234}U	6,8	2,2	6,8	2,1
^{235}U	98,1	287,8	123,6	277,5
^{236}U	54,3	180,6	62,2	170,4
^{238}U	12055,5	43254,5	14020,5	41298,9
^{237}Np	9,7	24,2	10,5	22,8
^{238}Pu	11,6	7,9	11,9	7,9
^{239}Pu	327,3	110,2	338,2	111,7
^{240}Pu	93,8	79,3	97,7	79,9
^{241}Pu	8,0	17,3	9,2	17,4
^{242}Pu	32,9	30,1	34,0	30,2
^{241}Am	48,7	48,5	50,0	47,6
$^{242}Am_m$	/	0,2	/	0,2
^{243}Am	1,9	14,1	2,1	13,6
^{244}Cm	0,3	2,7	0,4	2,6
^{245}Cm	/	0,6	/	0,5

TABLE 5.4 – Inventaires supérieurs à 100 kg dans S1 et S2 en 2040 pour les principaux actinides

5.5 Analyse des résultats

Cette partie se concentre sur les résultats de simulation correspondant à une période arbitraire de 100 ans suivant 2040, instant initial de nos calculs. Pour simplifier l'analyse, les courbes en fonction du temps sont présentées entre $t = 0$ et $t = 100$ *ans*, $t = 0$ correspondant à l'année 2040.

5.5.1 Analyse des défauts de chargement des réacteurs

Parmi les 26 scénarios simulés, seulement 10 ne présentent aucun défaut de chargement. Ils correspondent aux associations de paramètres 60/0/0, 30/0/0, 30/0/1/P_4 et 30/1/1/P_4. La figure (5.9) représente l'évolution de la puissance en fonction du temps pour les 26 scénarios, t=0 correspondant à l'année 2038. Le palier A s'étend de 2 à 30,8 ans, le palier B de 30,8 à 59,6 ans et le palier C est stabilisé, lorsque $P_1 = 60$, à 79,6 ans, lorsque $P_1 = 30$, à 69,6 ans. Les augmentations ponctuelles de puissance lors des changements de paliers sont liées aux recouvrements entre les réacteurs présents au palier n et ceux démarrant au palier $n+1$. Les défauts de chargement lorsque $P_1 = 60$ ont lieu dès le début du palier C, *i.e.* à partir de l'an 59,6 alors que lorsque $P_1 = 30$. Le seul défaut de chargement, survenu pour les paramètres 30/1/0/P_4, a lieu bien après la stabilisation du palier C.

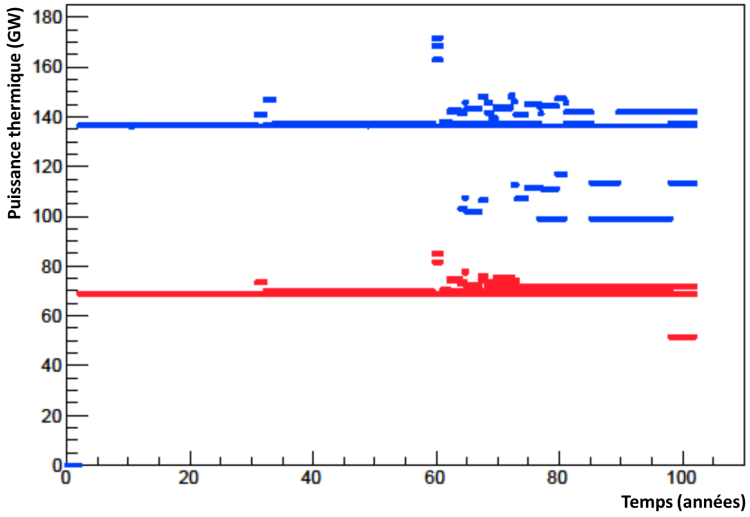


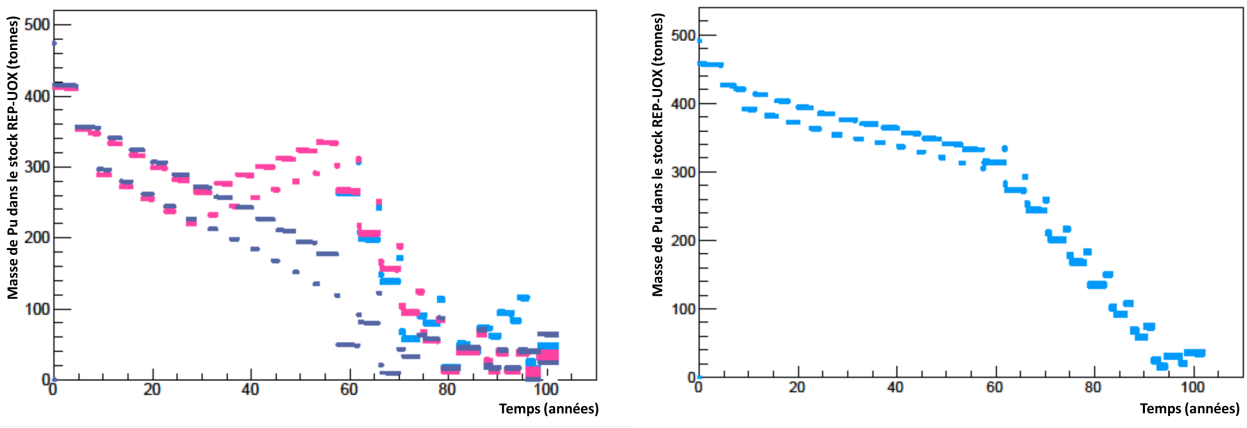
FIGURE 5.9 – Évolution de la puissance au cours des scénarios, en bleu lorsque $P_1 = 60$ et en rose lorsque $P_1 = 30$

Tous les défauts de chargement observés sont dus au manque de matière disponible pour la fabrication des combustibles destinés aux REP-MOX et ce, quelle que soit la valeur du paramètre P_1. Les figures (5.10) (a) et (b) illustrent en effet la raréfaction du plutonium dans l'entreposage S1, qui contient les combustibles REP-UOX usés, pour les scénarios présentant au moins un défaut de chargement, respectivement lorsque $P_1 = 60$ et que $P_1 = 30$. Ces cas correspondent aux scénarios P_1/1/0/P_4, 60/1/1/P_4 et 60/0/1/P_4.

Ainsi, le talon initial de matière et la production de matière fissile dans les réacteurs, lorsque $P_1 = 60$, ne suffit pas pour permettre au parc mixte REP-MOX et RNR-MOX de

fonctionner sans manque d'approvisionnement pendant les 42 ans simulés du palier C. La surgénération du plutonium dans les RNR-Na ou un talon de matières plus important est donc indispensable pour entretenir le parc simulé ici. Pour rappel, l'étude des parcs académiques, dans la partie (4.1), a montré qu'avec un talon fabriqué par 20 ans de fonctionnement de REP-UOX seuls puis 50 ans d'un parc REP-UOX et REP-MOX, la fraction de la puissance des REP due aux REP-MOX pour assurer l'absence de défaut de chargement était de 9% environ. Ici, la fraction de la puissance REP assurée par les REP-MOX est bien plus élevée, de l'ordre de 35% : 1 REP-MOX 100% et 30,04 ou 40,38 REP-MOX 30%. Même si le talon est plus important que pour les parcs académiques du fait de la présence des paliers A et B, il reste insuffisant face à la demande de plutonium des REP-MOX.

De la même façon, lorsque $P_1 = 30$, le déploiement de 4 RNR-Na seulement, associé à la production de plutonium dans les REP-UOX, ne suffit pas pour pouvoir charger les REP-MOX en fin de scénario.



(a) $P_1 = 60$ (b) $P_1 = 30$

FIGURE 5.10 – Évolution des quantités de plutonium dans S1 au cours des scénarios présentant des défauts de chargement (a) lorsque $P_1 = 60$: en bleu pour 60/1/0, en rose pour 60/1/1 et en gris pour 60/0/1 et (b) lorsque $P_1 = 30$, la cas 30/1/0

Les observations faites ici sont potentiellement liées au fait que l'équilibre entre la proportion de REP-UOX et de REP-MOX n'est pas conservé au cours de la diminution de la puissance installée du parc, et au choix des dates de fermeture de certains REP-MOX. L'augmentation de la proportion de REP-MOX peut être à l'origine d'un manque de matière fissile dans S1. Cependant, la marge de manœuvre pour ralentir la diminution du plutonium dans S1 en jouant sur la fraction de REP-MOX peut entraîner un déficit de plutonium dans S2 et donc le non chargement de certains RNR-Na.

5.5.2 Conséquence du déploiement anticipé de quelques unités

La comparaison des trajectoires dans ces conditions de simulation, se concentre sur l'étude des parcs ayant une puissance en 2040 de 31,55 GW_e et déployant soit aucun RNR-Na soit 15 réacteurs rapides. La figure (5.11) montre l'évolution de la quantité de plutonium en cycle, le profil de la quantité de plutonium totale étant similaire, au cours du temps, en rouge sans RNR-Na, en beige avec un déploiement progressif des 15 RNR-Na (le paramètre P_2 vaut 1) et en bleu avec un déploiement rapide des 15 RNR-Na (le paramètre P_2 vaut 0). Les quatre

courbes visibles en beige et en bleu correspondent aux quatre valeurs de $k_{eff-DC}(cible)$ prises par le paramètre P_4 et donc utilisées par le modèle de fabrication des combustibles RNR-MOX neufs dans le code CLASS.

La réduction du nombre de REP-UOX associée au déploiement des RNR-Na diminue la quantité de plutonium en cycle. Un déploiement progressif des RNR-Na, cas 30/1/1, permet de réduire plus tôt la production de plutonium et décale donc le faisceau de courbes vers le bas. La comparaison des cas 30/1/1 et 30/0/1 montre que, pour une même valeur de $k_{eff-DC}(cible)$, la pente de diminution des inventaires en plutonium est similaire. Cette figure met de nouveau en évidence la forte corrélation entre un fonctionnement, sans défaut de chargement, du parc mixte REP-MOX et RNR-MOX et la quantité de matière fissile disponible en début de simulation. Ces scénarios sont viables sur les échelles de temps considérées, les quantités de plutonium étant relativement stables, mais non pérennes en l'état. Une diminution de la fraction de REP-MOX permettrait de réduire la pente d'incinération du plutonium en cycle.

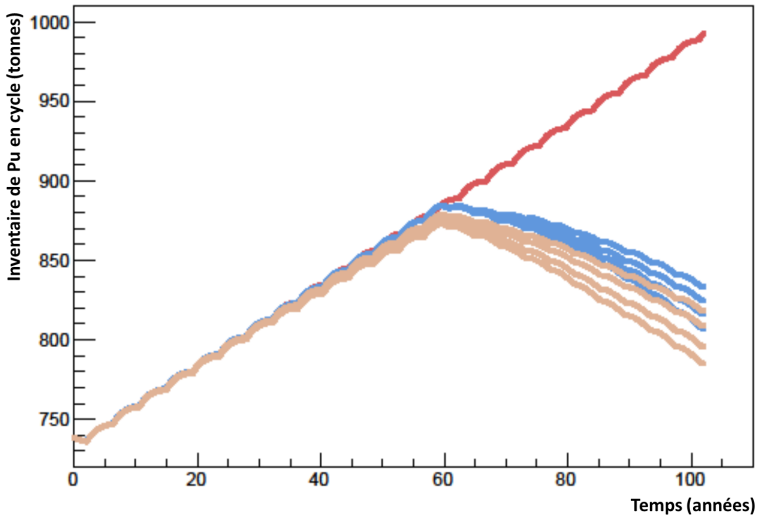
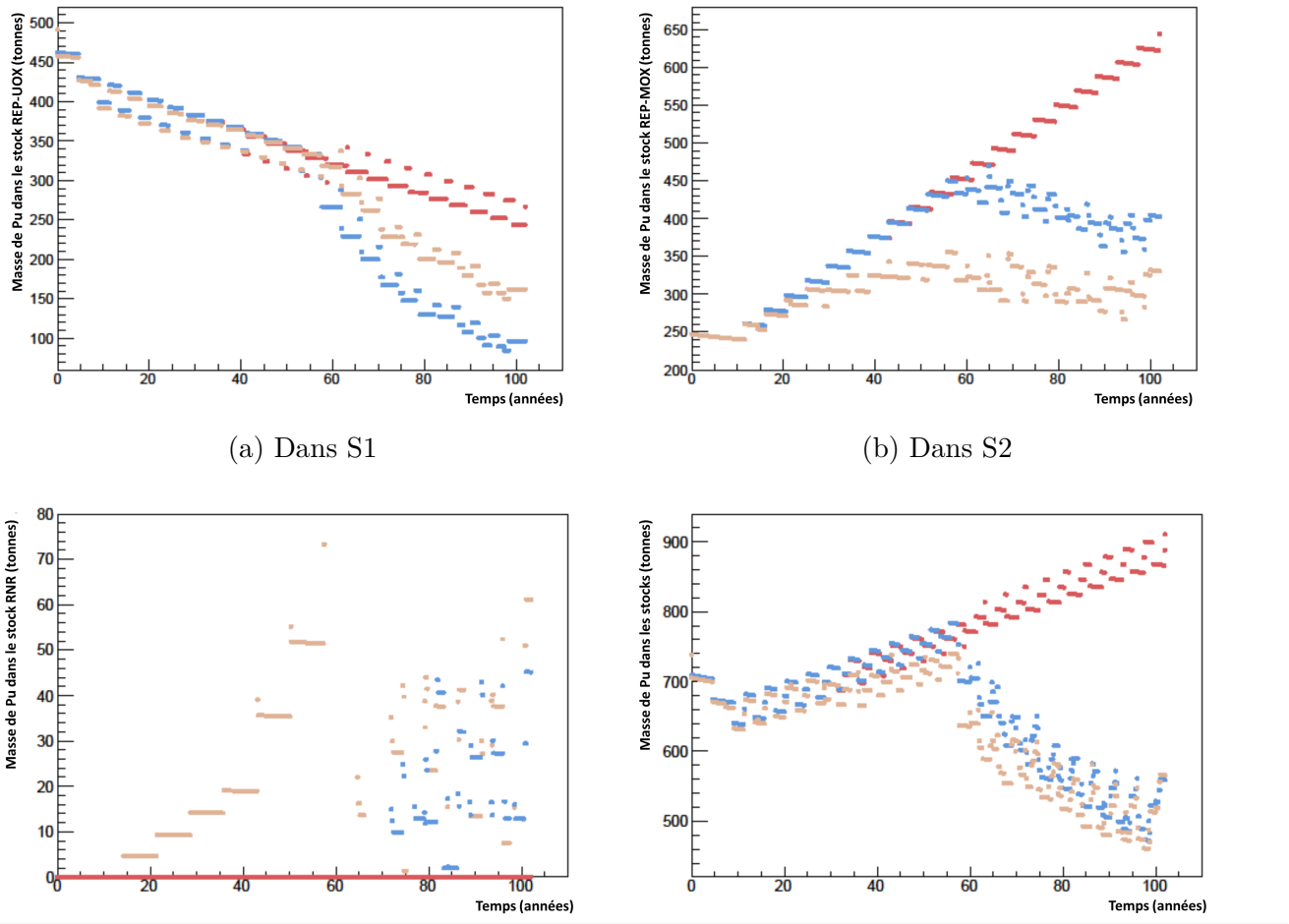


FIGURE 5.11 – Évolution de la quantité de plutonium en cycle lorsque $P_1 = 30$ et qu'il n'y a pas de défaut de chargement : en rouge le cas 30/0/0, en bleu le cas 30/0/1 et en beige le cas 30/1/1

Les figures (5.12) montrent les quantités de plutonium entreposées (a) dans S1, (b) dans S2, (c) dans S3 et (d) au total dans les entreposages lorsque $P_1 = 30$, $P_4 = 1{,}02$ et qu'il n'y a pas de défaut de chargement. La figure (a) met en évidence la diminution des quantités de plutonium disponible dans S1. Dans S2, figure (b), la quantité de REP-MOX restant importante, la diminution dans les cas de déploiement des RNR-Na est moins forte. La quantité de plutonium dans S2 pour le scénario 30/1/1/1,02 est stable, les combustibles REP-MOX usés sont tous recyclés dans les RNR-Na. Dans S3, visible sur la figure (c), les combustibles RNR-MOX usés sont fortement recyclés dans le palier C et ne s'accumulent pas. Globalement, la figure (d) montre la diminution des quantités disponibles pour être recyclées, cela corrobore le fait que le parc fonctionne en réduisant les talons initiaux au fur et à mesure.

La figure (5.11) met en évidence l'impact du $k_{eff-DC}(cible)$ sur les inventaires de plutonium en cycle. Plus la valeur du paramètre P_4 augmente, plus les inventaires de plutonium en cycle



(a) Dans S1

(b) Dans S2

(c) Dans S3

(d) Cumul de S1, S2 & S3

FIGURE 5.12 – Évolution de la quantité de plutonium dans les différents entreposages lorsque $P_1 = 30$, $P_4 = 1{,}02$ et qu'il n'y a pas de défaut de chargement : en rouge le cas 30/0/0, en bleu le cas 30/0/1 et en beige le cas 30/1/1

diminuent. La variation des inventaires finaux de plutonium pour les paramètres 30/1/1/1,06 et 30/1/1/1,00 est de 32 tonnes ; elle est de 26 tonnes pour les paramètres 30/0/1/1,06 et 30/0/1/1,00. La figure (5.13) permet d'expliquer cette observation : elle présente l'évolution des quantités de plutonium au cours de l'irradiation en RNR-Na en fonction de P_4 pour le scénario de paramètres 30/1/1/P_4. Ainsi, un $k_{eff-DC}(cible)$ de 1,06 augmente la quantité de plutonium chargée dans le réacteur et favorise son incinération dans le réacteur. A l'inverse, un $k_{eff-DC}(cible)$ de 1,00 diminue la quantité de plutonium chargée dans le réacteur et peut conduire à une surgénération. Ce paramètre permet d'estimer à quel point le choix du $k_{eff-DC}(cible)$ dans le code CLASS et la précision liée aux calculs de réactivité associés à la modélisation du RNR-Na peuvent influencer les conclusions au niveau du cycle. Ici, l'incertitude sur le $k_{eff-DC}(pred)$, présentée dans la partie (3.3), est cependant bien inférieure à 2000 pcm.

A l'échelle du parc, dans le palier C, il y a donc incinération du plutonium. Celle-ci est fortement portée par les REP-MOX comme le montre la figure (5.14). Cette figure représente l'évolution de la teneur moyenne en plutonium dans les REP-MOX au cours des scénarios sans

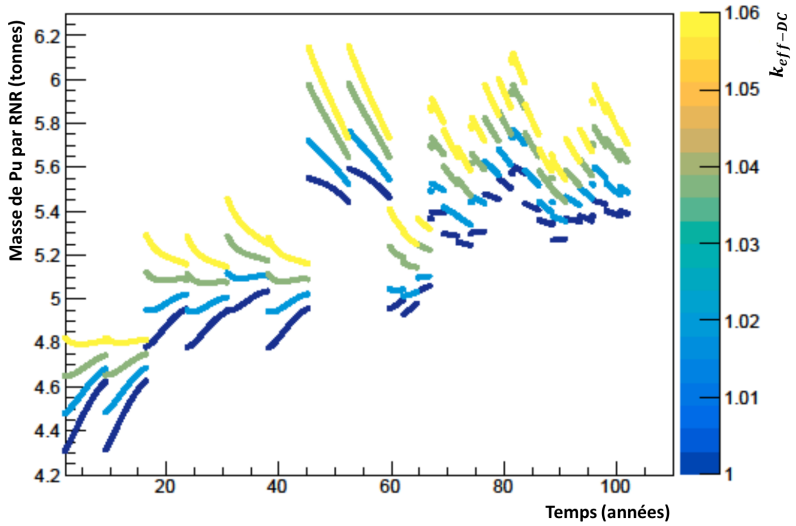


FIGURE 5.13 – Évolution en fonction de la valeur du P_4 de la quantité de plutonium dans les RNR pour le scénario 30/1/1

défaut de chargement. A cause du recyclage des combustibles RNR-MOX usés dans les REP-MOX, la teneur moyenne en plutonium augmente dans les combustibles REP-MOX neufs. Notons que la limite d'une teneur en plutonium de 12% dans les combustibles REP-MOX neufs reste respectée.

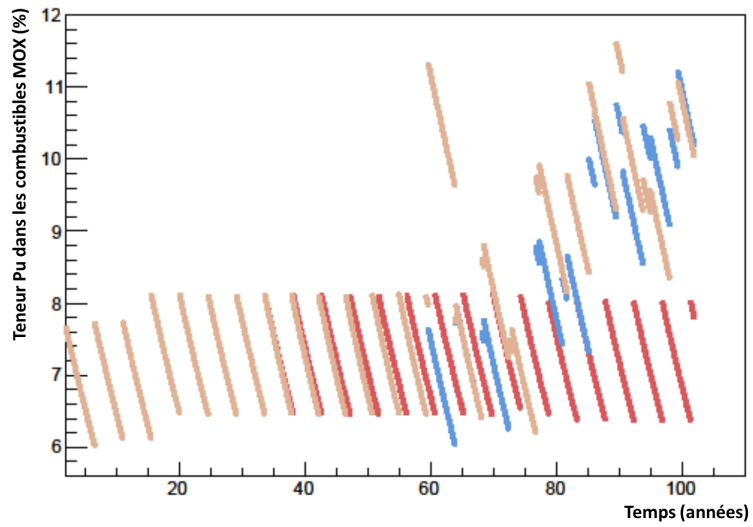


FIGURE 5.14 – Évolution de la teneur en plutonium moyenne dans les REP-MOX, en (%), lorsque $P_1 = 30$ et $P_4 = 1{,}02$, en rouge le cas 30/0/0, en bleu le cas 30/0/1 et en beige le cas 30/1/1

Conclusion du chapitre

Dans ce dernier chapitre, l'étude présentée est menée sur des scénarios complexes dont la trame s'inspire des scénarios proposés par le CEA et ses partenaires industriels en 2018 dans le cadre du PNGMDR. Bien que des libertés d'adaptation aient été prises, ces parcs traduisent tous la transition d'un parc composé de REP-UOX et de REP-MOX vers un parc mixte composé de REP-MOX et de RNR-Na de type ASTRID isogénérateur de plutonium.

Ainsi, deux points de départ, représentatifs d'un parc proche du parc français, sont déterminés. Le premier considère, en 2040, une puissance installée de l'ordre de 60 GW_e, tandis que le second imagine une diminution de la puissance installée d'environ 50%, entre 2028 et 2036. Des inventaires de matières associés à ces deux initialisations sont générés, correspondant à une évolution du parc entre 1975 et 2040. Le déploiement, plus ou moins rapide, des RNR-Na, entre 2040 et 2140, est ensuite paramétré. 0, 4, 15 ou 29 RNR-Na sont intégrés dans ces parcs électronucléaires. *In fine*, 26 scénarios différents sont simulés.

L'analyse de ces différentes trajectoires met en évidence la forte corrélation entre les défauts de chargement, détectés dans 16 simulations parmi les 26, et l'inventaire historique généré en amont des simulations. En considérant une puissance installée de l'ordre de 60 GW_e, aucune des trajectoires incluant des RNR-Na n'est opérable sans *missload*, le plutonium disponible étant en quantité insuffisante. De la même façon, pour une puissance installée de l'ordre de 30 GW_e, le fonctionnement des parcs n'est pas pérenne et puise fortement dans les stocks de matière fissile qui ne font que décroître.

Pour les trajectoires sans défaut de chargement, cette étude montre l'intérêt d'un déploiement des RNR-Na au fur et à mesure que la disponibilité en plutonium est acquise. L'intégration anticipée de quelques RNR-Na, globalement isogénérateurs pour les valeurs testées de $k_{eff-DC}(cible)$ visées par le modèle de fabrication multizone, induit la réduction précoce d'une part des REP-UOX, générateurs de plutonium. Cet échelonnement permet donc, pour une période et une puissance installée égale, la diminution plus rapide des inventaires de plutonium en cycle. Il a été vérifié que cette intégration des RNR-Na n'impliquait pas de dépassement de la teneur en plutonium des combustibles REP-MOX neufs limite, de 12%, bien qu'ils soient fabriqués en recyclant les combustibles RNR-MOX usés. Cette dernière observation pourrait toute fois être remise en cause sur des temps plus longs de multi-recyclage du plutonium.

Conclusion et perspectives

Les grands enjeux actuels, relatifs au changement climatique et à l'approvisionnement en énergie des territoires et des populations, nécessitent une réflexion mondiale sur les différentes sources de production d'énergie existantes et à inventer. A l'échelle internationale, cela implique une vision commune de certains choix stratégiques, économiques, technologiques, sociaux et écologiques majeurs. Mais, en réalité, la perception du futur énergétique diffère fortement d'un état à un autre. L'évolution de la place de l'énergie nucléaire dans le mix énergétique et le mix électrique mondial est imprévisible.

Bien qu'aujourd'hui remis en question, la France a fait le choix historique de l'énergie nucléaire pour la production d'électricité. A l'échelle du pays, l'ensemble des lois, décrets et débats publics relatifs à la transition énergétique rappellent que la question de l'évolution du parc électronucléaire et la problématique de la gestion des matières radioactives sont indissociables. La gestion du plutonium, élément produit dans le parc électronucléaire actuel et aujourd'hui entreposé bien qu'il soit utilisé en deçà de son potentiel énergétique, est au cœur de nombre de ces discussions. En effet, si le plutonium n'est pas valorisé dans les cycles du futur, il devient un déchet très encombrant. Son statut ambigu influence donc fatalement le choix d'une stratégie pour l'avenir de la filière. Cet état des lieux de la situation française, vis-à-vis du nucléaire, donne toute son importance à la thématique de l'étude des scénarios d'évolution de parcs électronucléaires. La simulation de scénarios permet, en effet, d'estimer les tendances d'évolution de grandeurs physiques d'intérêt, dans toutes les installations des cycles étudiés. Cette thématique joue donc un rôle d'aide à la compréhension des possibles cycles du futur et permet d'identifier certaines contraintes inhérentes à leur réalisation.

L'une des stratégies d'évolution du parc électronucléaire, particulièrement étudiée en France notamment par le prisme des études de scénarios, considère le déploiement progressif de réacteurs de IV^{e} génération de type Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au Sodium (RNR-Na), à plus ou moins long terme. Ces réacteurs permettent la mise en place du multi-recyclage du plutonium et donc sa valorisation dynamique au sein du cycle du combustible. Le démonstrateur *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration* (ASTRID), un RNR-Na isogénérateur de plutonium dans sa configuration de référence, mais pouvant potentiellement incinérer ou surgénérer cet élément, développé par le CEA et ses partenaires industriels, a concentré une partie non négligeable des recherches passées sur le sujet. L'intégration des RNR-Na dans le parc français est, cependant, grandement mise à mal à l'heure actuelle et une partie des études prospectives sont transférées vers de nouvelles technologies de réacteurs ou de nouveaux cycles des combustibles. Les possibilités de multi-recyclage du plutonium en Réacteur à Eau Pressurisée (REP) est, par exemple, une perspective fortement explorée.

C'est dans ce contexte que s'inscrit le travail de thèse présenté dans ce manuscrit. L'ensemble de ces travaux vise à analyser l'impact du déploiement de réacteurs de type ASTRID, dans des parcs composés de réacteurs de type REP, sur la gestion dynamique du plutonium.

L'approche choisie repose sur l'étude de milliers de scénarios de transitions électronucléaires, simulés avec le code *Core Library for Advanced Scenario Simulation* (CLASS), outil de simulation dynamique du cycle du combustible nucléaire. Cet outil est développé par le CNRS avec une collaboration avec l'IRSN. *In fine*, l'analyse se focalise sur l'évolution des bilans de matières, notamment de plutonium et des principaux actinides mineurs, dans toutes les installations des parcs simulés. Or les inventaires de matières en cycle, lorsque des stratégies de recyclage sont simulées, sont *a priori* inconnus et dépendant de l'histoire simulée. Les deux phases cruciales à modéliser sont donc la fabrication dynamique des combustibles, et l'évolution dynamique de leur composition pendant l'irradiation. Par conséquent, pour répondre à cette problématique, le code CLASS a recours à deux types de modèles physiques complexes reposant sur l'utilisation de méthodes de régression non linéaire. Les modèles physiques simplifiés, appelés par le code de scénarios, sont spécifiques à chaque technologie de réacteur et à chaque gestion de combustible associée. Ainsi, pour pouvoir effectuer les simulations nécessaires à cette étude, il faut, en amont, modéliser les réacteurs de type ASTRID dans le code de scénarios. Ces modèles simplifiés doivent permettre de reproduire le fonctionnement de ces RNR-Na quasi instantanément, étant donné le nombre très important d'appels à ces modèles ayant lieu au cours de la simulation d'un scénario pouvant couvrir plusieurs centaines d'années. C'est pour cette raison que, pour construire ces modèles, il faut étudier au préalable le comportement neutronique au cours de l'irradiation des RNR-Na.

La première étape, qui est présentée dans le chapitre 2, réside donc dans la modélisation détaillée des concepts d'intérêt pour l'étude finale, *i.e.* deux RNR-Na de type ASTRID, une configuration isogénératrice de plutonium et une configuration incinératrice. Pour cela, notre choix s'est porté sur les codes Monte-Carlo. Ces deux configurations d'intérêt présentent des hétérogénéités axiales et radiales. Ces géométries complexes sont induites par la spécificité du cœur du réacteur de type ASTRID, dit Cœur à Faible Vidange ou Cœur à Faible coefficient de Vidange (CFV). Ce réacteur est, en effet, conçu pour diminuer l'impact sur la réactivité d'une vidange du caloporteur sodium. Cette hausse de réactivité, usuelle pour les RNR-Na de grande taille, peut aller à l'encontre des critères de sûreté inhérents aux réacteurs de IV^{e} génération. Par conséquent, les cœurs actifs, en forme de créneau, se composent d'un cœur interne et d'un cœur externe découpés en plusieurs zones de combustibles, certaines fissiles, d'autres fertiles. Les zones fertiles sont, dans ce travail, toujours chargées avec de l'uranium appauvri. En revanche, les combustibles des zones fissiles ont une composition initiale variable : les teneurs en plutonium des zones fissiles du cœur interne et du cœur externe diffèrent. Les cœurs complets des concepts, isogénérateur et incinérateur, sont modélisés avec un niveau de détail allant jusqu'aux aiguilles combustibles et les assemblages sont chargés avec des combustibles neufs. *In fine*, les réacteurs de type ASTRID, isogénérateur et incinérateur, contiennent respectivement six (deux) compositions combustibles différentes qui sont réparties dans six (deux) zones combustibles.

En amont de la simulation de scénarios de transitions électronucléaires, il est nécessaire d'étudier le comportement neutronique de ces deux réacteurs de type ASTRID au cours de l'irradiation, en fonction de la composition des combustibles chargés. Cela permet d'identifier les limites des modèles physiques développés dans le code CLASS pour reproduire leur comportement dans des parcs électronucléaires.

L'analyse des deux systèmes, dans leur configuration respective de référence, a permis d'identifier les biais de modélisation dominants, dus à la non prise en compte du recharge-

ment du cœur. Cependant, les erreurs induites par ces hypothèses de modélisation sur les inventaires de plutonium, en fin de cycle, sont inférieures au pourcent, et très légèrement supérieures aux incertitudes statistiques associées. Améliorer ces modélisations augmenterait considérablement les temps de calcul Monte-Carlo et complexifierait l'analyse de l'impact des compositions sur le fonctionnement de ces systèmes. Cette précision est jugée suffisante pour une application aux études de scénarios, confirmant les compromis de modélisation choisis. Les incertitudes statistiques calculées déterminent cependant la précision maximale que pourront atteindre les modèles simplifiés, présentés dans le chapitre 3, implémentés dans le code CLASS afin de reproduire le fonctionnement des réacteurs de type ASTRID au cours de l'irradiation de combustibles aux compositions fortement variables. En effet, ils sont développés à partir de bases de données assemblant les simulations de 1000 calculs Monte-Carlo en évolution, cœur complet, avec différentes compositions initiales des combustibles.

Une base de données, associée à chacune des configurations, a donc été réalisée. Ces bases se composent de l'évolution temporelle de grandeurs physiques d'intérêt en fonction de la composition initiale des combustibles. Les compositions initiales de ces calculs sont définies, par la méthode du *Latin Hypercube Sampling*, ou échantillonnage par hypercube latin (LHS), afin de couvrir le futur domaine d'opérabilité plausible des réacteurs de type ASTRID, lorsqu'ils sont intégrés dans les parcs composés de REP. Les observables considérées sont le Coefficient de multiplication effectif des neutrons (k_{eff}) et pour chaque zone combustible, le flux neutronique, la puissance produite, les sections efficaces de fission, de capture, (n,2n) et les inventaires. L'analyse de ces bases de données a montré que calculer l'évolution de ces grandeurs, en fonction de la composition initiale des combustibles, n'est pas triviale. En effet, la variation des compositions initiales des combustibles chargés dans ces RNR-Na met en évidence la forte sensibilité de leur fonctionnement au vecteur isotopique du plutonium ainsi qu'aux teneurs en plutonium. Ainsi, une modélisation simplifiée valable des réacteurs de type ASTRID, dans le code CLASS, a nécessairement besoin de la prédiction des observables d'intérêt pour chacune des zones combustibles, en utilisant des méthodes de régression non linéaires.

Le k_{eff} en début de cycle (DC) et son évolution n'étant pas corrélés simplement à l'isotopie et à la masse de plutonium chargé, un nouveau modèle de fabrication multizone des combustibles RNR neufs dédiés aux réacteurs de type ASTRID a nécessairement dû être développé dans le code CLASS. Les variations de réactivité étant quasiment toujours inférieures au poids des barres de commande, estimé à 3700 pcm, l'estimation du k_{eff} en début de cycle est suffisante. Ce nouveau modèle construit alors les combustibles en adaptant les deux teneurs en plutonium à la matière disponible dans les entreposages, et repose sur une condition de criticité en début de cycle et une distribution initiale de la puissance, deux critères définis par l'utilisateur. Pour chaque configuration du réacteur, la distribution de puissance initiale choisie fixe le ratio des teneurs en plutonium des combustibles à fabriquer. A partir de ce rapport, les combustibles à tester sont déterminés par le modèle qui appelle ensuite le prédicteur de k_{eff-DC} associé à la configuration considérée. *In fine*, pour ces deux critères cibles, tous les lots de combustibles fabriqués, quelle que soit l'isotopie du plutonium disponible, induisent, à l'échelle du réacteur, la même distribution de puissance initiale et le même coefficient de multiplication des neutrons en début de cycle. Les prédicteurs utilisés, de type réseau de neurones, ont été générés sur la base de données de 1000 évolutions associée à chacun des concepts de RNR, appelée base de génération. Ils sont donc représentatifs sur le futur domaine d'opérabilité qui est considéré pour les simulations de scénarios. Une seconde base de données, appelée base de vérification, a été réalisée, pour chaque configuration. Elles se

composent chacune de 200 évolutions, cœur complet, des grandeurs d'intérêt. Ces évolutions sont simulées pour des compositions initiales de combustibles indépendantes de celles de la base de génération. La précision associée à ces réseaux de neurones, et donc à la fabrication des combustibles, est de l'ordre d'une centaine de pcm, ce qui est jugé acceptable pour les études finales. Enfin, pour les deux concepts, une valeur de la puissance en début de cycle pour la zone fissile externe de 50% de la puissance totale, permet de se placer à l'optimum de précision du modèle multizone.

Par ailleurs, pour calculer l'évolution des combustibles au cours de l'irradiation, et donc pour résoudre les équations de Bateman par zone, une prédiction de l'évolution des sections efficaces locales et une prédiction du flux moyen local, ou de la puissance moyenne locale, sont nécessaires. En effet, bien que généralement, dans les codes de scénarios, les combustibles chargés dans un réacteur soient homogénéisés à l'échelle du cœur, l'étude neutronique des réacteurs de type ASTRID a souligné l'importance de conserver la discrétisation spatiale dans les modélisations simplifiées. Le développement d'un modèle d'irradiation multizone des combustibles dans le code CLASS est donc indispensable. L'évolution des grandeurs physiques d'intérêt pour la résolution des équations de Bateman par ce modèle n'étant pas simplement reliée aux compositions des combustibles neufs et au coefficient de multiplication effectif des neutrons, ce modèle doit, lui aussi, utiliser plusieurs prédicteurs, de type réseau de neurones. Comme pour le modèle de fabrication multizone, ces prédicteurs ont été générés sur la base de génération associée à chacune des configurations du réacteur de type ASTRID. Les erreurs induites par leur utilisation couplée, sur les inventaires de plutonium, en fin de cycle, sont de quelques pourcents. Ces déviations sont, par ailleurs, plus faibles d'un facteur 10 environ que dans le cas où le modèle monozone est utilisé, confirmant l'effet bénéfique de la discrétisation spatiale.

Cependant, pour ces deux modèles multizones, l'analyse de la statistique Monte-Carlo associée aux bases de génération utilisées pour construire les prédicteurs a montré un très fort impact sur la précision des estimations. Améliorer la modélisation simplifiée des réacteurs de type ASTRID et donc l'estimation des inventaires de matières, particulièrement dans les couvertures fertiles des réacteurs isogénérateurs, implique nécessairement l'augmentation du nombre de neutrons sources simulés dans les calculs stochastiques. Cette amélioration pourrait s'avérer obligatoire si, dans les simulations de scénarios, des stratégies de recyclages différenciés des combustibles fissiles et des combustibles fertiles sont étudiées. En première approximation, étant donné la complexification liée à la mise en œuvre de ces stratégies de retraitement, la séparation des combustibles n'a pas été considérée dans ce travail de thèse.

En utilisant les nouveaux modèles multizones, dédiés aux réacteurs de type ASTRID, une myriade de scénarios de transitions académiques a été simulé et est présentée dans le chapitre 4. Ces transitions traduisent toujours le passage de parcs REP vers des parcs intégrant des RNR-Na de type ASTRID, isogénérateurs de plutonium ou incinérateurs. L'analyse de ces scénarios se concentre sur la capacité des réacteurs de type ASTRID à gérer dynamiquement le plutonium en cycle, sur l'impact du retraitement du plutonium contenu dans les combustibles RNR-MOX usés sur les autres installations du cycle, et sur les répercussions du déploiement des RNR-Na sur les quantités d'actinides mineurs.

La première famille de scénarios analysée déploie des RNR-Na isogénérateurs de plutonium dans des parcs constitués de REP. Ces scénarios durent 120 ans et les RNR sont intégrés au bout de 70 ans, un inventaire de plutonium ayant donc déjà été produit par les REP. La part des combustibles UOX par rapport aux combustibles MOX en amont et en aval de cette

intégration est conservée. La puissance totale du parc étant constante, le déploiement de RNR réduit donc de fait la fraction de REP. Plusieurs paramètres sont échantillonnés, notamment le nombre de RNR déployés, le burnup des REP-UOX, la fraction de la puissance des REP produites par des assemblages MOX, la stratégie de gestion du plutonium dans les stocks et les conditions d'intégration dans le cycle des RNR. L'ensemble des trajectoires simulées sont ensuite comparées.

L'étude de cette première famille de scénarios montre l'impact très important de la qualité du plutonium utilisé pour fabriquer les combustibles RNR-MOX neufs sur le comportement des réacteurs de type ASTRID. En effet, la teneur en plutonium des combustibles RNR neufs, adaptée à l'isotopie disponible dans les entreposages, influe sur le mode de fonctionnement de ces réacteurs. Pour une teneur élevée, donc une isotopie dégradée, le réacteur de type ASTRID incinère le plutonium mais améliore la qualité fissile du plutonium. A l'inverse, une teneur faible induit la surgénération du plutonium mais la diminution de sa qualité. Le réacteur isogénérateur semble donc résilient face à la qualité isotopique du plutonium mais cela modifie son fonctionnement. A l'échelle du cycle, ces effets sont peu visibles. En effet, les principaux facteurs déterminant les quantités de plutonium en cycle restent, avec ou sans RNR, le burnup des REP-UOX et la fraction de la puissance REP produite par des assemblages MOX. Même 50 ans après l'arrêt des REP, ces paramètres conditionnent fortement les inventaires à gérer. Cependant, le fonctionnement des REP est fortement influencé par le recyclage de combustibles RNR-MOX usés lors de la fabrication des combustibles REP-MOX neufs. La teneur en plutonium des combustibles augmente significativement et peut dépasser la limite souvent citée dans la littérature de 12%. Les conditions d'intégration des RNR-Na de type ASTRID isogénérateur de plutonium sont donc potentiellement très influentes sur le fonctionnement des parcs symbiotiques. Par ailleurs, inclure des réacteurs de type ASTRID entraîne une augmentation significative du retraitement des combustibles usés et donc de l'envoi d'actinides mineurs aux déchets, bien qu'en dehors des étapes de retraitement, la production d'actinides mineurs en RNR soit comparable avec celle des REP. Cette observation pourrait remettre en cause la potentielle mise en place de stratégies de transmutation des actinides mineurs à plus long terme. Pour autant, la quantité d'actinides mineurs en cycle, dominée par l'américium 241, peut être stabilisée grâce au déploiement des RNR. La stabilisation des inventaires de plutonium n'est, par contre, jamais atteinte pour les scénarios de transitions simulés ici, dans la limite des contraintes imposées pour nos calculs. Cet objectif nous a donc poussé à considérer l'arrêt complet des REP. Dans ce cas, les inventaires se stabilisent, quel que soit le nombre de RNR-Na déployés, et la quantité de plutonium est directement corrélée au burnup des REP-UOX avant leur arrêt.

La seconde famille de scénarios simulés se focalise, cette fois, sur le déploiement de RNR-Na de type ASTRID incinérateur de plutonium. Dans ce cas, la stabilisation des inventaires de plutonium en cycle dans des parcs symbiotiques est possible si les RNR fournissent au moins 20% de la puissance du parc. En cas de *phase out*, la réduction significative de l'inventaire total de transuraniens accumulés, pendant 70 ans de fonctionnement de parcs REP, induit le déploiement d'un grand nombre de RNR incinérateurs, sur une période de l'ordre de 50 ans au minimum. L'investissement nécessaire pour la construction de nombreuses unités incinératrices, pour accompagner une sortie du nucléaire, pose question quant à leur réalisation effective.

L'ensemble des scénarios de transition analysés au travers de ces deux familles de scénarios est construit à partir d'hypothèses relativement simples. Une application à des scénarios ayant des trames moins simplifiées a donc été réalisée ; elle est présentée dans le chapitre 5. Cette troisième famille s'inspire d'une des propositions de scénarios d'évolution du parc français faite

par le CEA et ses partenaires industriels, en 2018, dans le cadre du Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs (PNGMDR). Le choix de déployer jusqu'à 29 réacteurs de type ASTRID isogénérateur de plutonium permet de respecter au mieux les pourcentages de la puissance produite par les RNR dans ces propositions. Tous ces scénarios reposent sur la simulation d'un parc représentatif du parc français jusqu'en 2040, considérant la puissance installée actuelle comme invariante ou en la réduisant de 50% entre 2036 et 2040. Par ailleurs, entre 2040 et 2140, le déploiement anticipé de quelques RNR est paramétré. *In fine*, 26 scénarios différents sont simulés. L'analyse de ces différentes trajectoires a mis en évidence une diminution des inventaires de plutonium en cycle plus rapide dans le cas où l'intégration anticipée de quelques RNR, globalement isogénérateurs, est envisagée. En outre, ces résultats montrent des trajectoires de fonctionnement non pérennes si les RNR considérés sont des réacteurs de type ASTRID isogénérateur de plutonium. En effet, le plutonium disponible est rapidement en quantité insuffisante, les stocks de matière fissile ne font que décroître. Cela nous amène donc à penser que les RNR-Na simulés dans les stratégies proposées dans le cadre du PNGMDR ne peuvent être des réacteurs isogénérateurs de type ASTRID, opérés en tant que surgénérateurs, mais semblent être une nouvelle configuration de réacteur, ayant potentiellement des couvertures fertiles supplémentaires.

Plusieurs pistes quant à la poursuite de ces travaux peuvent être envisagées. Premièrement, pour consolider cette étude, la différenciation des flux de combustibles usés issus des couvertures et du cœur des réacteurs de type ASTRID doit être étudiée. Recycler le plutonium issu des zones fertiles différemment du plutonium issu des autres zones combustibles permettrait peut-être de relativiser les conclusions concernant l'impact des réacteurs de type ASTRID sur les autres réacteurs composant le parc. La zone fertile interne se comportant comme une zone fissile en fin d'irradiation, il est probablement moins intéressant d'envisager une séparation de ces combustibles au cours des étapes de retraitement. Il suffit alors juste de considérer une séparation des flux des couvertures fertiles des autres zones combustibles. Cette étude nécessiterait de raffiner fortement les développements du code CLASS puisque aujourd'hui, les modèles qui fabriquent le combustible, ainsi que les piscines de refroidissement, sont associés à un objet représentant un réacteur et non pas un combustible. Pour autant, le recyclage du plutonium des couvertures fertiles, de très bonne qualité, dans les réacteurs REP-MOX conduirait certainement à un relâchement des contraintes sur le cycle apportées par l'intégration des réacteurs de type ASTRID.

Ensuite, le calcul des coefficients de vidange au sein du modèle de fabrication multizone des combustibles, via un nouveau modèle dédié, pourrait accroître l'intérêt des résultats obtenus dans les études de scénarios, tout en délimitant l'impact de cette observable liée à de sûreté sur la faisabilité industrielle des cycles associés aux réacteurs de type ASTRID. Il serait alors possible d'identifier les stratégies de recyclage du plutonium qui mènent à des configurations de réacteurs rapides possédant des coefficients de vidanges positifs en début de cycle. Cette prise en compte basique des coefficients de sûreté, dans les études de scénarios, n'est pas propre aux réacteurs de type ASTRID et pourrait aussi être appliquée aux REP-MOX. En effet, pour la construction du combustible neuf de ces réacteurs, une limite de l'ordre de 12% sur la teneur en plutonium est souvent citée dans la littérature sans pour autant être précisément justifiée. Une nouvelle approche de l'étude des trajectoires prenant en compte les contre-réactions thermiques sur la criticité permettrait de préciser ces contraintes, qui peuvent être perçues comme arbitraires.

Une autre piste d'amélioration serait l'évaluation plus poussée des incertitudes liées aux différents niveaux de modélisation des réacteurs, ainsi que leur propagation dans les simula-

tions de scénarios. Une analyse précise des erreurs pourrait, en effet, renforcer la confiance sur l'estimation des inventaires en plutonium et en actinides mineurs. L'analyse d'incertitudes pourrait permettre de dégager des marges opérationnelles sur la faisabilité des scénarios et ainsi d'identifier les trajectoires qui ne sont pas robustes face à une perturbation des paramètres opérationnels du cycle. Nous pensons, par exemple, à une modification du temps de fabrication qui pourrait avoir une forte influence sur le calcul de la composition à charger en réacteur et potentiellement conduire à des défauts de chargement dans certains réacteurs. Une étude poussée et exhaustive de ces incertitudes, si elle est nécessaire pour calculer les marges du cycle, reste pour autant un programme de recherche en tant que tel et pourrait vraisemblablement faire l'objet de plusieurs thèses.

Enfin, l'extrapolation des modèles multizones au cas d'autres réacteurs hétérogènes pourrait ouvrir de nouveaux champs d'amélioration de la modélisation des différentes technologies de réacteurs dans les codes de scénarios. Les travaux effectués par la communauté CLASS, particulièrement à l'IPN d'Orsay, sur le couplage direct entre CLASS et DONJON montre qu'il est possible de prendre en compte, à l'échelle des scénarios, la physique à l'échelle du cœur. L'utilisation conjointe des modèles multizones avec la description de la géométrie globale du cœur pourrait permettre le suivi de chaque assemblage individuellement dans le cycle et d'avoir une modélisation extrêmement fidèle du parc nucléaire, un impact sur le temps de calcul est cependant probable.

Bibliographie

[1] Le service de l'observation et des statistique (SOeS), Commissariat général au développement durable, Ministère de la transition écologique et solidaire. Chiffres clés de l'énergie, Édition 2018. *Rapport public thématique*, 2018. *Cité pages 4, 6 et 7*

[2] Connaissance des Énergies. BP présente les chiffres clés de l'énergie dans le monde. www.connaissancedesenergies.org/bp-statistical-review-world-energy-2018-les-chiffres-cles-de-lenergie-da ns-le-monde-180614, 2018. *Cité pages 4, 5 et 239*

[3] BP. Statistical Review of World Energy, 67^{th} edition. *Rapport public thématique*, 2018. *Cité page 4*

[4] IEA. Outlook for Producer Economies. *World Energy Outlook Special Report*, 2018. *Cité page 4*

[5] Connaissance des Énergies. World energy balances 2018. www.connaissancedesenergies.org/world-energy-balances-2018-180816, 2018. *Cité pages 5, 6 et 239*

[6] IEA. World energy balances 2018. *Rapport public thématique*, 2018. *Cité page 5*

[7] EDF. Le nucléaire en chiffres. www.edf.fr/groupe-edf/espaces-dedies/l-energie-de-a-a-z/tout-sur-l-energie/produire-de-l-electricite/le-nucleaire-en-chiffres. Consulté en août 2019. *Cité page 5*

[8] GIEC [Sous la direction de l'équipe de rédaction principale, R.K. Pachauri et L.A. Meyer]. GIEC, 2014 : Changements climatiques 2014 : Rapport de synthèse. Contribution des Groupes de travail I, II et III au cinquième Rapport d'évaluation. *Rapport public thématique*, 2015. *Cité page 6*

[9] Connaissance des Énergies. Mix énergétique de la France. www.connaissancedesenergies.org/fiche-pedagogique/mix-energetique-de-la-france, 2017. *Cité page 6*

[10] Connaissance des Énergies. Bilan électrique de la France : que retenir de 2018 ? www.connaissancedesenergies.org/bilan-electrique-de-la-france-que-retenir-de-2018-190214, 2019. *Cité pages 7 et 239*

[11] Ministère de la Transition écologique et solidaire. Programmation Pluriannuelle de l'Énergie : quelle ambition ? *Publication gouvernementale*, 2018. Consulté en août 2019. *Cité pages 7 et 209*

[12] Association négaWatt. Scénario négaWatt 2017-2050, Dossier de Synthèse. *Rapport technique*, 2017. *Cité page 8*

[13] RTE. Bilan prévisionnel de l'équilibre offre-demande d'électricité en France, ÉDITION 2017, Document de référence. *Rapport public thématique*, 2017. *Cité page 8*

[14] Cour des Comptes. L'aval du cycle du combustible nucléaire - Les matières et les déchets radioactifs, de la sortie du réacteur au stockage. *Rapport public thématique*, 2019. *Cité pages 8, 9 et 239*

[15] L. Patarin. *Le cycle du combustible nucléaire*. Collection Génie Atomique, Édition EDP sciences, 2012. *Cité pages 8, 9 et 10*

[16] IRSN. Panorama des filières de réacteurs de génération iv - appréciations en matière de sûreté et de radioprotection. *Rapport technique*, 2012. *Cité page 11*

[17] IRSN. Examen des systèmes nucléaires de $4^{ème}$ génération. *Rapport technique*, 2015. *Cité page 11*

[18] CEA Direction de l'Energie Nucléaire. *Avancées des recherches sur la séparation, transmutation et le multi-recyclage de plutonium dans les réacteurs à flux de neutrons rapides.* Dossier CEA 2015, 2015. *Cité pages 12, 14, 15, 52, 91, 203, 204, 239 et 246*

[19] CEA Direction de l'Energie Nucléaire, Direction de l'innovation et du soutien nucléaire Programme Aval du Cycle. *Inventaire prospectif entre 2016 et 2100 des matières et des déchets radioactifs produits par le parc français selon différents scénarios d'évolution.* Document Technique DEN, 2018. *Cité pages 12, 15, 16, 203, 204, 205, 206, 207 et 246*

[20] Commission Nationale d'Evaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs (CNE2). Rapport d'évaluation n°5, Tome 1. *Rapport technique*, 2011. *Cité page 12*

[21] C. Döderlein, F. Varaine, D. Barbier, and M. Trévisiol. Contribution of the ASTRID reactor to the development of the next generation of industrial Sodium-cooled Fast Reactors. *ICAPP. Antibes, France*, 2019. *Cité page 12*

[22] ANDRA. Inventaire national des matières et déchets radioactifs - Les Essentiels 2019. *Rapport public thématique*, 2019. *Cité page 12*

[23] 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. *Cité pages 13, 73 et 76*

[24] X. Doligez, S. Bouneau, S. David, M. Ernoult, A. Zakari-Issoufou, N. Thiollière, A. Bidaud, O. Méplan, A. Nuttin, and N. Capellan. Fundamentals of reactor physics with a view to the (possible) futures of nuclear energy. *Comptes Rendus Physique*, 18(7-8) :372–380, 2017. *Cité page 14*

[25] IRSN. Définitions, classement et modes de gestion. www.irsn.fr/dechets/dechets-radioactifs/Pages/Definitions-classement-gestion.aspx. Consulté en août 2019. *Cité page 14*

[26] CEA Direction de l'Energie Nucléaire. *Tome 1 : La gestion durable des matières radioactives avec les réacteurs de 4^e génération*. Dossier CEA 2012, 2012. *Cité page 14*

[27] 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 CEA du 10 janvier 2018*, 2018. *Cité pages 15, 16, 91, 172, 203, 204 et 208*

[28] C. Chabert, E. Touron, and A. Saturnin. Analyse comparée des options de cycle du combustible dans le cadre de l'article 51 du PNGMDR. *La gestion du plutonium et des actinides mineurs : cycle actuel, prospectives et recherches associées, 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 CEA du 14 novembre 2018*, 2018. *Cité pages 15, 16, 203 et 204*

[29] 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. *Cité pages 15, 16, 23, 24, 28, 30, 91, 157, 172, 194 et 239*

[30] S. Aniel, J. Bergeron, and A. Puill. Evaluation of the Maximum Plutonium Content of a MOX-Fuelled Pressurized Water Reactor Versus Isotopic Composition with Respect to the Void Coefficient. *IAEATECDOC-941, IAEA*, 1997. *Cité pages 16 et 172*

[31] P. Reuss. *Précis de neutronique*. Collection Génie Atomique, Édition EDP sciences, 2003. *Cité pages 16, 19, 23, 77 et 91*

[32] 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 Paris-Saclay, préparée à l'Université Paris Sud*, 2017. *Cité pages 16, 31, 32, 43 et 239*

[33] CEA e-den A Nuclear Energy Division Monograph. *La neutronique*. Édition Le Moniteur, 2013. *Cité pages 17, 41 et 42*

[34] O. Fabbris. Optimisation multi-physique et multicritère des cœur de RNR-Na : application au concept CFV. *Thèse de Doctorat à l'Université de Grenoble Alpes*, 2014. *Cité pages 17, 45, 51, 76, 157 et 166*

[35] S. David. L'énergie nucléaire du futur : physique de la régénération et de la transmutation des déchets. *Habilitation à Diriger les Recherches, présentée à l'Université Paris Sud*, 2014. *Cité page 22*

[36] N. Thiollière. Les études de scénarios nucléaires à l'IN2P3. *GDR SciNEE*, 2019. *Cité pages 24, 25, 26 et 27*

[37] W. Zhou, G. Krivtchik, and P. Blaise. A first approach to resilience of nuclear fuel cycle scenarios. *Global / Top Fuel. Seattle, USA*, 2019. *Cité page 27*

[38] J. Liang and M. Ernoult. Robustness and flexibility of electro-nuclear scenarios under the disruption of objectives. *Présentation au 4^th Technical Workshop On Fuel Cycle Simulation, Session Exploratory Methods. Urbana-Champaign, USA*, 2019. *Cité page 27*

[39] J. Liang, M. Ernoult, X. Doligez, S. David, L. Tillard, and N. Thiollière. Robustness of electro-nuclear scenario under disruption. *International Conference "Transition to a Scalable Nuclear Future" (PHYSOR 2020. Cambridge, UK)*, 2020. *Cité page 27*

[40] GitLab du code CLASS. gitlab.in2p3.fr/sens/CLASS. *Cité page 28*

[41] B. Mouginot, B. Leniau, N. Thiollière, M. Ernoult, S. David, X. Doligez, A. Bidaud, O. Meplan, R. Montesanto, G. Bellot, and *et al.* Core library for advanced scenario simulation, CLASS : principle & application. *International Conference "The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future" (PHYSOR 2014. Kyoto, Japan)*, page 12, 2014. *Cité page 28*

[42] 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*, 81 :125–133, 2015. *Cité pages 28, 30, 31 et 249*

[43] N. Thiollière, F. Courtin, B. Leniau, B. Mouginot, X. Doligez, and A. Bidaud. Prediction of MgO volume fraction in an ADS fresh fuel for the scenario code CLASS. *Progress in Nuclear Energy*, 85 :518–524, 2015. *Cité page 30*

[44] A. Zakari-Issoufou, X. Doligez, A. Somaini, Q. Hoarau, S. David, S. Bouneau, F. Courtin, B. Leniau, N. Thiollière, B. Mouginot, and *et al.* Americium mono-recycling in PWR : A step towards transmutation. *Annals of Nuclear Energy*, 102 :220–230, 2017. *Cité page 30*

[45] 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. *International Conference "Unifying Theory and Experiments in the 21st Century" (PHYSOR 2016. Sun Valley ID, USA)*, pages 1120–1131, 2016. *Cité pages 30, 103, 104 et 241*

[46] B. Leniau. Rapport de synthèse : Développement de modèles physiques de RNR-Na pour le code CLASS. *Rapport Technique*, 2015. *Cité pages 30 et 103*

[47] 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*, 128 :69–76, 2019. *Cité pages 30, 103, 104, 105 et 139*

[48] 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. *Mémoire de Maîtrise, Génie énergétique, à Polythechnique Montréal affiliée à l'Université de Montréal*, 2019. *Cité page 31*

[49] M. Guillet, X. Doligez, and G. Marleau. Coupled class and Donjon5 3D full core calculations and comparison with the neural net approach for fuel cycles involving MOX fueled PWRs. *Présentation au 4^{th} Technical Workshop On Fuel Cycle Simulation, Session Physics & Technology Modeling. Urbana-Champaign, USA*, 2019. *Cité page 31*

[50] F. Mang. Développement d'un modèle de RNR-Na de type ASTRID brûleur de Pu pour la simulation d'évolution de parcs électronucléaires avec le code CLASS. *Rapport Technique, Projet de Fin d'Études pour l'école Phelma Grenoble-INP, effectué à l'IRSN*, 2018. *Cité pages 32, 33, 55 et 92*

[51] A. Hoecker, P. Speckmayer, J. Stelzer, J. Therhaag, E. von Toerne, and H. Voss. TMVA-Toolkit for MultiVariate data Analysis with ROOT : Users guide. *Notice d'utilisation*, 2007. *Cité page 34*

[52] R. Brun and F. Rademakers. ROOT—an object oriented data analysis framework. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A : Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 389 :81–86, 1997. *Cité page 34*

[53] M.D. Mckay, R.J. Beckman, and W.J. Conover. Comparison of three methods for selecting values of input variables in the analysis of output from a computer code. *Technometrics*, 21(2) :239–245, 1979. *Cité pages 34, 92 et 157*

[54] G. Sanderson. Neural Networks, Deep learning chapter 1-4. www.3blue1brown.com, 2017. Consulté en février 2018. *Cité page 34*

[55] C. G. Broyden. The convergence of a class of double-rank minimization algorithms : 2. The new algorithm. *IMA journal of applied mathematics*, 6(3) :222–231, 1970. *Cité page 38*

[56] R. Fletcher. A new approach to variable metric algorithms. *The computer journal*, 13(3) :317–322, 1970. *Cité page 38*

[57] D. Goldfarb. A family of variable-metric methods derived by variational means. *Mathematics of computation*, 24(109) :23–26, 1970. *Cité page 38*

[58] D. F. Shannon. Conditioning of Quasi-Newton Methods for Function Minimization. *Mathematics of computation*, 24(111) :647–656, 1970. *Cité page 38*

[59] A. Jinaphanh. Studies on the convergence of a Monte Carlo criticality calculation : coupling with a deterministic code and automated transient detection. *Thèse de Doctorat à l'Université de Grenoble*, 2012. *Cité page 41*

[60] W. L. Dunn and K. J. Shultis. *Exploring Monte Carlo methods*. Elsevier, 2011. *Cité page 41*

[61] R.J. Brissenden and A.R. Garlick. Biases in the estimation of keff and its error by Monte Carlo methods. *Annals of Nuclear Energy*, 13(2) :63–83, 1986. *Cité page 42*

[62] E.M. Gelbard and R. Prael. Computation of standard deviations in eigenvalue calculations. *Progress in Nuclear Energy*, 24(1-3) :237–241, 1990. *Cité pages 42 et 43*

[63] E. Dumonteil, F. Malvagi, A. Zoia, A. Mazzolo, D. Artusio, C. Dieudonné, and C. De Mulatier. Particle clustering in Monte Carlo criticality simulations. *Annals of Nuclear Energy*, 63 :612–618, 2014. *Cité page 43*

[64] J. T. Goorley and *et al.* MCNP6^{TM} USER'S MANUAL - Version 1.0 - Manual Rev. 0. *Notice d'utilisation, LA-CP-13-00634*, 2013. *Cité page 43*

[65] W. Haeck. VESTA USER'S MANUAL - VERSION 2.1.0. *Notice d'utilisation, DSU/SEC/T/2011-81 - Index A*, 2013. *Cité page 44*

[66] W. Haeck, B. Cochet, F. Bernard, and A. Tymen. Experimental validation of VESTA 2.1. *Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo*, page 03603, 2013. *Cité page 44*

[67] W. Haeck. An Optimum Approach to Monte Carlo Burn-Up. *Thèse de Doctorat à l'Université de Gand*, 2017. *Cité page 44*

[68] E. Touron. Scénarios prospectifs en lien avec l'inventaire national 2018. *Le programme ASTRID, 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 CEA du 21 janvier 2016*, 2016. *Cité pages 46 et 68*

[69] D. Blanchet, L. Buiron, N. Stauff, T.K. Kim, and T. Taiwo. Sodium Fast Reactor Core Definitions (version 1.2). *NEA, OECD*, 2011. *Cité pages 50, 53 et 103*

[70] CEA e-den A Nuclear Energy Division Monograph. *Réacteurs nucléaires à caloporteur sodium*. Édition Le Moniteur, 2014. *Cité page 51*

[71] J. Clavel. Étude de systèmes et scénarios électronucléaires double strate de transmutation des actinides mineurs en ADS. *Thèse de Doctorat à l'Université Nantes Angers Le Mans*, 2012. *Cité page 53*

[72] B. Vezzoni, F. Gabrielli, A. Rineiski, A. Schwenk-Ferrero, L. Andriolo, and W. Maschek. Innovative TRU Burners and Fuel Cycles Options for Phase-Out and Regional Scenarios. *NEA, OECD*, 2014. *Cité page 54*

[73] F. Gabrielli, A. Rineiski, B. Vezzoni, W. Maschek, C. Fazio, and M. Salvatores. ASTRID-like fast reactor cores for burning plutonium and minor actinides. *Energy Procedia*, 71 :130–139, 2015. *Cité pages 54, 55, 56 et 74*

[74] B. Vezzoni, F. Gabrielli, A. Rineiski, A. Schwenk-Ferrero, V. Romanello, W. Maschek, C. Fazio, and M. Salvatores. Plutonium and Minor Actinides incineration options using innovative Na-cooled fast reactors : Impacting on phasing-out and on-going fuel cycles. *Progress in Nuclear Energy*, 82 :58–63, 2015. *Cité page 54*

[75] K. Ammar. Conception multi-physique et multi-objectif des cœurs de RNR-Na hétérogènes : développement d'une méthode d'optimisation sous incertitudes. *Thèse de Doctorat à l'Université Paris Sud*, 2014. *Cité pages 68, 76 et 77*

[76] T. Gomes Ferreira. Redistribution du flux dans les réacteurs à neutrons rapides au sodium en cas de vidange et effet de vite. *Rapport Technique, Stage pour l'école ENSTA Paris, effectué au CNRSIPN*, 2019. *Cité pages 74 et 240*

[77] L. Tillard and J. Clavel. Preliminary studies for ASTRID-like SFR implementation in the CLASS code. *Présentation au 2nd Technical Workshop On Fuel Cycle Simulation, Session Model Development & Fidelity. Columbia, USA*, 2017. *Cité page 86*

[78] S. Sala. Réduction de la radiotoxicité des déchets nucléaires à vie longue : études théoriques et stratégiques de la transmutation des actinides mineurs et des produits de fissions dans les réacteurs électronucléaires. *Thèse de Doctorat à l'Université d'Aix-Marseille 1*, 1995. *Cité page 91*

[79] O. Méplan and *et al.* MURE 2 : SMURE, Serpent-MCNP Utility for Reactor Evolution - User Guide - Version 1. *LPSC Report 17002*, 2019. *Cité page 105*

[80] L. Tillard, J. Clavel, X. Doligez, and M. Ernoult. Development of multi-zone fuel loading model for scenario. *Présentation au 4th Technical Workshop On Fuel Cycle Simulation, Session Physics & Technology Modeling. Urbana-Champaign, USA*, 2019. *Cité page 110*

[81] 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 / Top Fuel. Seattle, USA*, 2019. *Cité pages 110 et 152*

[82] L. Tillard, J. Clavel, X. Doligez, E. Dumonteil, M. Ernoult, F. Mang, and A. Zakari-Issoufou. Multi-zone fuel irradiation model for ASTRID-like SFR with the CLASS code. *Présentation au 3rd Technical Workshop On Fuel Cycle Simulation, Session Reactor models. Paris, France*, 2018. *Cité page 115*

[83] 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. *Cité page 115*

[84] B. Iooss. Revue sur l'analyse de sensibilité globale de modèles numériques. *Journal de la Société Française de Statistique*, 152(1) :1–23, 2011. *Cité page 144*

[85] M. Morris and T.J. Mitchell. Exploratory designs for computational experiments. *Journal of statistical planning and inference*, 43(3) :381–402, 1995. *Cité pages 144 et 145*

[86] I. M. Sobol. Sensitivity estimates for nonlinear mathematical models. *Mathematical modelling and computational experiments*, 1(4) :407–414, 1993. *Cité pages 144 et 147*

[87] A. Saltelli. Making best use of model evaluations to compute sensitivity indices. 145(2) :280–297, 2002. *Cité page 147*

[88] A. Zakari-Issoufou, M. Ernoult, and X. Doligez. Impact of macro reactor approximation on scenario : Modeling in C.L.A.S.S. *Présentation au 3rd Technical Workshop On Fuel Cycle Simulation, Session Confidence and robustness in fuel cycle simulations. Paris, France*, 2018. *Cité page 154*

[89] N. Thiollière, J. Clavel, F. Courtin, X. Doligez, M. Ernoult, Z. Issoufou, G. Krivtchik, B. Leniau, B. Mouginot, A. Bidaud, et al. A methodology for performing sensitivity analysis in dynamic fuel cycle simulation studies applied to a pwr fleet simulated with the CLASS tool. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, 4 :13, 2018. *Cité pages 157, 169, 179, 195 et 199*

[90] B. Hyland, D. Wojtaszek, C. Coquelet-Pascal, D. Freynet, F. Alvarez-Velarde, M. Garciac, B. Dixon, F. Gabrielli, B. Vezzoni, G. Glinatsis, and *et al.* The Effects of the Uncertainty of Input Parameters on Nuclear Fuel Cycle Scenario Studies. *No. NEA-NSC-R–2015-2*, 2015. *Cité pages 170 et 198*

[91] T. Kooyman. On the use of plutonium burning fast reactors to reduce pwr irradiated assemblies stockpiles. *ICAPP. Antibes, France*, 2019. *Cité pages 194, 196 et 197*

[92] X. Doligez, M. Ernoult, J. Liang, N. Thiollière, and L. Tillard. Potentialities of SFR Pu burners for the reduction of in-cycle fissile inventories. *Présentation au 4th Technical Workshop On Fuel Cycle Simulation, Session Scenario Studies. Urbana-Champaign, USA*, 2019. *Cité pages 194 et 198*

[93] M. Ernoult. Gestion avancée du Plutonium en REP Complémentarité des cycles thorium et uranium. *Thèse de Doctorat à l'Université Paris Sud*, 2014. *Cité pages 198 et 252*

[94] A. Duterme. Simulation of the French nuclear power plants evolution. *Rapport Technique, Projet de Fin d'Études pour l'école Chimie Paritech et l'INSTN, effectué à l'IRSN*, 2016. *Cité pages 212, 214 et 252*

Liste des figures

1.1 Évolution et répartition de la consommation d'énergie primaire dans le monde en 2017, graphiques issus du site Connaissance des Énergies [2] 5
1.2 Évolution et répartition de la production d'électricité dans le monde, graphiques issus du site Connaissance des Énergies [5] 6
1.3 Répartition de la production d'électricité en France, graphique issu du site Connaissance des Énergies [10] 7
1.4 Représentation schématique du cycle du combustible français, flux normalisés en tonnes/an pour le parc français en 2017, les flèches en pointillés correspondent à des étapes non-opérationnelles en 2017, illustration issue du rapport de la Cour des Comptes paru en 2019 [14] 9
1.5 Représentation schématique du cœur actif du démonstrateur ASTRID dans sa configuration isogénératrice de plutonium 13
1.6 Représentation schématique du scénario de référence pour le déploiement des RNR, proposé en 2015 par le CEA et ses partenaires industriels, issue du Dossier CEA 2015 [18] 15
1.7 Sections efficaces de capture et de fission (a) de l'^{235}U, (b) de l'^{238}U et (c) de l'^{239}Pu 18
1.8 Spectres en énergie des neutrons pour un combustible REP-UOX, REP-MOX et RNR-MOX 20
1.9 Chaîne de production des principaux actinides dans le cycle nucléaire français [29] 24
1.10 Représentation de la typologie des scénarios 26
1.11 Représentation de la démarche d'analyse des scénarios utilisée dans ce travail . 27
1.12 Représentation de la prise en compte de potentielles disruptions 28
1.13 Évolution du k_∞ en REP en fonction du burnup [32] 32
1.14 Schéma de fonctionnement du modèle de fabrication du combustible monozone 32
1.15 Schéma de fonctionnement du modèle d'irradiation du combustible monozone . 33
1.16 Exemple du tirage de quatre points par la méthode du LHS dans un espace à deux dimensions 35
1.17 Exemple d'architecture d'un perceptron multicouche 35
1.18 Exemple d'un réseau simple 36
1.19 Cas simple de minimisation de la fonction de coût 37

2.1 Représentation schématique du couplage effectué par le code VESTA 45
2.2 Coupes de la modélisation du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium avec le code MCNP6 47
2.3 Visualisation d'un assemblage combustible (a) avec le réseau d'aiguille combustible, (b) avec la notation des différentes grandeurs du réseau principal . . 48

2.4 Visualisation d'une aiguille combustible (a) finale, *i.e.* sans fil espaceur, (b) théorique avec la notation des différentes grandeurs du réseau secondaire . . . 49
2.5 Coupe des barres de contrôle insérées dans le cœur interne, à droite une barre d'arrêt et à gauche une barre de commande, avec le code MCNP6 51
2.6 Coupes de la modélisation du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium avec le code MCNP6 56
2.7 Évolution du burnup de chacune des zones combustibles du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium dans sa configuration de référence au cours de l'irradiation 60
2.8 Évolution du coefficient de multiplication des neutrons au cours de l'irradiation pour les réacteurs de type ASTRID dans leur configuration de référence 60
2.9 Évolution des puissances par zone au cours de l'irradiation (a) pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium et (b) pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, dans leur configuration de référence . . . 61
2.10 Évolution des inventaires de plutonium au cours de l'irradiation (a) pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium et (b) pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, dans leur configuration de référence 62
2.11 Évolution de l'inventaire total en plutonium par zone au cours de l'irradiation dans le réacteur isogénérateur de plutonium, dans sa configuration de référence 62
2.12 Évolution des inventaires en actinides mineurs au cours de l'irradiation (a) pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium et (b) pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, dans leur configuration de référence 63
2.13 Coupes du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium dont la zone fissile supérieure interne est divisée axialement et radialement, avec le code MCNP6 65
2.14 Évolution du k_{eff} et de l'écart sur le k_{eff} au cours de l'irradiation dans le réacteur isogénérateur de plutonium, dans sa configuration de référence et lorsque la zone fissile supérieure interne est découpée 66
2.15 Évolution des écarts sur le flux de neutrons, la puissance moyenne, les inventaires en plutonium et en actinides mineurs au cours de l'irradiation 67
2.16 Coupes radiales du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium prenant en compte le rechargement du cœur, modélisées avec le code MCNP6 . . 69
2.17 Évolution du k_{eff} pour *R1*, *R2*, *R5* et reconstruction de k_{eff}^{R2} et k_{eff}^{R5} à partir de k_{eff}^{REF} au cours de l'irradiation dans le réacteur isogénérateur de plutonium . 70
2.18 Évolution du flux moyen de neutrons et des inventaires en plutonium, dans le réacteur isogénérateur de plutonium, pour *R1*, *R2*, *R5* et reconstruction des observables à partir de *R1* au cours de l'irradiation 70
2.19 Coupes d'un assemblage combustible du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, modélisé avec le code MCNP6 71
2.20 Évolution (a) du k_{eff}, (b) du flux de neutrons moyen, (c) des inventaires de plutonium et (d) des écarts associés au cours de l'irradiation, pour le réacteur incinérateur de plutonium, dans sa configuration de référence et lorsque les assemblages combustibles sont homogénéisés 72
2.21 Répartition du flux selon la direction axiale dans le cas nominal en bleu et en cas de vidange en rouge, figure issue de [76] 74
2.22 Évolution du coefficient de multiplication des neutrons lors de l'extraction des barres de commande du cœur, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium 78

2.23 Évolution (a) du k_{eff} pour les trois compositions d'intérêt et (b) de l'écart entre la référence et les combustibles A et B 82
2.24 Évolution (a) des inventaires en plutonium et (b) en plutonium 239, (c) de la qualité du plutonium, pour les trois combustibles d'intérêt 84
2.25 Variation (a) du k_{eff} ou (b) de l'incertitude statistique associée et du temps de calcul sur 28 cœurs en fonction du nombre de neutrons sources simulés dans les cycles actifs des simulations Monte-Carlo 86
2.26 Évolution du k_{eff} au cours de l'irradiation pour les 50 évolutions ne différant que par la graine aléatoire utilisée pour les calculs Monte-Carlo 88
2.27 Évolution du coefficient de multiplication effectif des neutrons pour (a) la configuration isogénératrice et (b) la configuration incinératrice de plutonium, en fonction du burnup du réacteur et de la masse initiale de plutonium chargée en cœur 93
2.28 Variation de réactivité pendant l'évolution pour (a) la configuration isogénératrice et (b) la configuration incinératrice de plutonium, en fonction de la masse de ^{239}Pu et de ^{241}Pu chargée en cœur, en début d'irradiation, et la valeur du coefficient multiplicateur de neutrons en début de cycle 94
2.29 Évolution de la section efficace de fission du plutonium 239 dans la zone fissile interne supérieure (*Zone 1*) en fonction du burnup global du réacteur 95
2.30 Évolution du flux neutronique dans la zone fissile interne supérieure (*Zone 1*) en fonction du burnup global du réacteur 96
2.31 (a) Évolution de la puissance produite dans la zone fissile interne supérieure (*Zone 1*) en fonction du burnup global du réacteur et du rapport des teneurs en plutonium en début de cycle. (b) Relation entre les puissances fissiles du cœur interne et la puissance de la zone fissile externe en début de cycle 96
2.32 Évolution de l'inventaire total en plutonium en fonction du burnup et de la masse initiale de plutonium chargée 97
2.33 Variation de l'inventaire en plutonium pendant l'évolution pour (a) la configuration isogénératrice et (b) la configuration incinératrice de plutonium en fonction de la masse de ^{239}Pu et de ^{241}Pu chargé en début d'irradiation et la valeur du coefficient multiplicateur de neutrons en début de cycle 97
2.34 Évolution de l'inventaire total en actinides mineurs en fonction du burnup et de la masse initiale de plutonium chargée 98

3.1 Vue en coupe radiale et axiale de la version simplifiée de l'ESFR disponible dans le code CLASS ; image issue de [45] 104
3.2 Rapport entre la teneur plutonium interne et la teneur plutonium externe en fonction de la puissance interne ou externe, à 0 $GW.j/t$ 111
3.3 Schéma de principe du fonctionnement du modèle de fabrication du combustible multizone à teneurs ajustées en plutonium, adapté au cas du réacteur de type ASTRID 112
3.4 Schéma de la structure des perceptrons multicouches utilisés par le modèle de fabrication du combustible multizone à teneurs ajustées en plutonium, adaptés au cas du réacteur de type ASTRID 113
3.5 Interpolation par une gaussienne des déviations induites à 0 $GW.j/t$ par le prédicteur de k_{eff} pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium en magenta et le concept incinérateur de plutonium en turquoise 114

3.6 Interpolation par une gaussienne des déviations induites à 0 $GW.j/t$ par le prédicteur de k_{eff} pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur construit avec la base de forte statistique en magenta et avec la base de faible statistique en turquoise. 115
3.7 Schéma de principe du fonctionnement du modèle d'irradiation multizone . . . 117
3.8 Schéma de la structure des perceptrons multicouches utilisés par le modèle d'irradiation du combustible multizone, adaptés au cas du réacteur de type ASTRID 118
3.9 Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre la section efficace moyenne de fission du ^{239}Pu issue de la base de vérification et la section efficace correspondante prédite par le perceptron multicouche, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 119
3.10 Spectres en énergie des neutrons en début de cycle pour deux zones du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium chargé avec le combustible de référence : en magenta la couverture fertile externe et en bleu la zone fissile interne supérieure. Spectres obtenus à partir d'un calcul réalisé avec le code MCNP 120
3.11 Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre la section efficace moyenne de capture ou (n,2n) du ^{239}Pu issue de la base de vérification et la section efficace correspondante prédite par le perceptron multicouche, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 121
3.12 Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre la section efficace moyenne de fission du ^{239}Pu issue de la base de vérification et la section efficace correspondante prédite par le perceptron multicouche, à 100 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium 122
3.13 Déviations induites, pour chaque zone combustible, par le prédicteur de flux moyen, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 126
3.14 Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre la puissance moyenne extraite de la base de vérification et la puissance correspondante prédite par le perceptron multicouche d'observable de sortie $P_z(t)$, à 100 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium 128
3.15 Écart relatif, pour chaque zone combustible, entre l'inventaire en ^{239}Pu extrait de la base de vérification et l'inventaire correspondant estimé par le modèle d'irradiation multizone, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 130
3.16 Écart relatif, pour la zone fissile interne, entre l'inventaire en ^{239}Pu extrait de la base de vérification et l'inventaire correspondant, estimé par le modèle d'irradiation multizone utilisant le perceptron multicouche d'observable de sortie P_z, en fonction de la teneur en plutonium, à 100 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium 132
3.17 Écart relatif, pour les principaux isotopes du plutonium, entre l'inventaire extrait de la base de vérification et l'inventaire correspondant estimé par le modèle d'irradiation multizone utilisant le perceptron multicouche d'observable de sortie $\overline{\phi_z}$, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 135

3.18 Écart relatif, pour les principaux actinides, entre l'inventaire extrait de la base de vérification et l'inventaire correspondant estimé par le modèle d'irradiation multizone lorsque le prédicteur de flux moyen utilise le perceptron multicouche d'observable de sortie $\overline{\phi_z}$, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur de plutonium et incinérateur de plutonium 137
3.19 Écart relatif, pour les principaux actinides, entre l'inventaire extrait de la base homogène et l'inventaire correspondant estimé par le modèle d'irradiation monozone, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium 140
3.20 Prédiction de la puissance des cœurs interne et externe du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium à 0 $GW.j/t$, en fonction du rapport des teneurs en plutonium des deux cœurs : avant normalisation "ANN", après normalisation "ANN-n", valeurs de référence "DB" pour base de données 142
3.21 Distribution des corrections des puissances des cœurs interne et externe du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium à 0 $GW.j/t$ 143
3.22 Sélection des puissances des cœurs interne et externe normalisées du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium à 0 $GW.j/t$, en fonction du rapport des teneurs en plutonium des deux cœurs lorsque le k_{eff-DC} prédit est compris entre 1 et 1,025 144
3.23 Distribution de la puissance totale prédite pour les 1 120 000 calculs réalisés par la méthode de Sobol pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium à 0 $GW.j/t$ 145
3.24 Schéma de principe du tirage dans un espace à deux paramètres *x1* et *x2* en utilisant une méthode de Morris avec un nombre de répétitions R = 2 146
3.25 μ_i^* en fonction de σ_i pour la prédiction de la puissance totale du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 147

4.1 Évolution de la répartition de la puissance par type de réacteur 153
4.2 Schéma des différentes installations et considérées par le code CLASS, (a) dans le cas A et (b) dans le cas B 156
4.3 Évolution de la puissance thermique du parc en fonction du temps, respectivement pour le cas A en (a) et le cas B en (b) 160
4.4 Évolution de la puissance en fonction du temps ; en beige les scénarios du cas B sans défaut de chargement, en vert les scénarios où S1 est vidé, en bleu les scénarios où S2 est vidé et en rouge les scénarios où S1 et S2 sont simultanément vidés 161
4.5 Impact de la fraction de la puissance REP produite par des REP-MOX sur l'épuisement de la matière fissile dans S1, respectivement pour les cas A en (a) et B en (b) 161
4.6 Impact du nombre de RNR sur l'épuisement de la matière fissile dans S2, respectivement pour le cas A en (a) et le cas B en (b) : en vert N_{RNR}^c>17,5, en jaune 17,5>N_{RNR}^c>14,5, en bleu clair 14,5>N_{RNR}^c>11,5 en rouge 11,5>N_{RNR}^c>8,5 et en bleu foncé 8,5>N_{RNR}^c 162
4.7 Limitation dans le cas A due à l'absence de recyclage des combustibles RNR usés, S1 et S2 sont simultanément épuisés : en vert les RNR fonctionnent, en rouge le macro-REP-MOX fonctionne, en bleu le macro-REP-MOX et des RNR s'arrêtent 163

4.8 Impact du paramètre S^{in}_{RNR} sur les défauts de chargement dans le cas B. (a) Évolution de la puissance du parc lorsque l'usine de fabrication des combustibles RNR utilise S2 en bleu ou S1 et S2 en vert. (b) Sélection à 120 ans des couples formés par la fraction de REP-MOX et le nombre de RNR lorsqu'il y a *missload* et que l'usine pioche dans S2 en bleu ou dans S1 et S2 en rouge . . 163
4.9 Impact du paramètre S^{out}_{RNR} sur les défauts de chargement dans le cas B. (a) Évolution de la puissance du parc lorsque les combustibles RNR usés sont entreposés dans S2 en bleu et dans S1 en vert. (b) Sélection à 120 ans des couples formés par la fraction de REP-MOX et le nombre de RNR lorsqu'il y a *missload* et que les combustibles RNR usés sont entreposés dans S2 en bleu et dans S1 en rouge 164
4.10 Évolution de la quantité moyenne de plutonium dans chaque zone du réacteur de type ASTRID, dans le cas B : les zones fissiles interne supérieure en jaune, interne inférieure en rouge, externe en bleue foncé, la plaque fertile interne en vert, les couvertures fertiles interne en rose, externe en bleu clair 166
4.11 Évolution, pour le cas B, de la qualité du plutonium, (a) dans les zones fertiles : la plaque fertile interne en vert, la couverture fertile interne en rose et externe en bleu clair et (b) dans les zones fissiles : qualité moyenne en fonction de la teneur moyenne en plutonium des zones fissiles 167
4.12 Évolution de la quantité de plutonium en RNR au cours des irradiations successives, coloration en fonction de la teneur en plutonium moyenne, (a) pour le cas A et (b) pour le cas B 167
4.13 Évolution de la qualité de plutonium en RNR au cours des irradiations successives, coloration en fonction de la teneur moyenne en plutonium, (a) pour le cas A et (b) pour le cas B 168
4.14 Évolution de la quantité (a) et de la qualité (b) de plutonium en RNR au cours des irradiations successives des scénarios du cas B lorsque l'usine de fabrication utilise seulement l'entreposage S2 avec une stratégie LIFO en bleue et FIFO en jaune 169
4.15 Variation de la quantité de plutonium en cycle en fonction du burnup des REP-UOX et de la fraction des REP-MOX dans la phase b, à 65 ans pour le cas B 170
4.16 Impact du burnup des REP-UOX, pour le cas B, (a) sur la quantité de plutonium et (b) sa qualité dans les REP-UOX, (c) sur la teneur en plutonium dans les REP-MOX ; (d) impact de la fraction des REP-MOX dans la phase b sur la quantité de plutonium dans les REP-MOX 171
4.17 Évolution de la quantité de plutonium en cycle en fonction du burnup des REP-UOX, (a) dans le cas A et (b) dans le cas B 172
4.18 Évolution de la teneur en plutonium des combustibles REP-MOX lorsque les combustibles RNR neufs sont fabriqués à partir de la matière fissile disponible présente dans S1 et S2 suivant la stratégie de classement, en turquoise pour LIFO et en corail pour FIFO : (a) dans le cas A et (b) dans le cas B, dans ce cas les combustibles RNR usés sont déchargés dans S2 173
4.19 Évolution de la qualité du plutonium présent dans S1 en bleu, dans S2 en rouge et en S3 en beige, pour les scénarios du cas A 173
4.20 Évolution de la teneur en plutonium des combustibles REP-MOX en fonction de l'entreposage où sont déchargés les combustibles RNR-MOX usés : déchargement dans S1 en vert et dans S2 en bleu 174

4.21 Évolution de la quantité moyenne par RNR d'actinides mineurs en rouge, d'américium en bleu foncé incluant l'américium 241 en bleu clair, de neptunium en jaune et de curium en vert, pour le cas B 175

4.22 Évolution de la quantité moyenne par RNR de neptunium pour le cas B, en fonction (a) de la teneur moyenne en plutonium des zones fissiles, (b) de la stratégie de gestion des entreposages utilisée pour la fabrication des combustibles RNR neufs : LIFO en rouge et FIFO en bleu 176

4.23 Évolution de la quantité moyenne par RNR de curium pour le cas B, en fonction (a) de la teneur moyenne en plutonium, (b) de la stratégie de gestion des entreposages utilisée pour la fabrication des combustibles RNR neufs : LIFO en rose et FIFO en turquoise 177

4.24 Évolution, suivant la stratégie de gestion des entreposages utilisée pour la fabrication des combustibles RNR neufs (LIFO en rouge, FIFO en turquoise), de la quantité moyenne par RNR (a) d'américium 241, (b) d'américium total . . . 178

4.25 Impact sur la production d'américium 241 pour le cas B, (a) de S^{in}_{RNR} pour une stratégie FIFO, en beige S^{in}_{RNR} correspond à S2 et en rose S^{in}_{RNR} correspond à S1 et S2, (b) de S^{out}_{RNR} pour une stratégie LIFO et S^{in}_{RNR} correspondant à S2, en bleu S^{out}_{RNR} correspond à S1 et en vert S^{out}_{RNR} correspond à S2 179

4.26 Impact du burnup des REP-UOX et de la part de la puissance totale produite par les REP-MOX, en phase b *i.e.* à 65 ans, sur la quantité totale (a) de neptunium, (b) d'américium et (c) de curium 180

4.27 Impact du burnup des REP-UOX et de la part de la puissance totale produite par les REP-MOX, en phase c *i.e.* à 120 ans, sur la quantité totale (a) de neptunium, (b) d'américium et (c) de curium 181

4.28 Évolution de la quantité totale d'actinides mineurs en rouge, d'américium en bleu foncé incluant l'américium 241 en bleu clair, de neptunium en jaune et de curium en vert, (a) pour le cas A, (b) pour le cas B 182

4.29 Évolution de la quantité totale (a) d'actinides mineurs et (b) de plutonium 241 pour le cas B en fonction de la stratégie de classement des matières utilisées pour la fabrication des combustibles RNR-MOX : LIFO en rouge et FIFO en bleu 182

4.30 Évolution de la quantité d'actinides mineurs (a) en cycle et (b) aux déchets en fonction du nombre de RNR déployés dans la phase *c* des scénarios du cas B . 183

4.31 Évolution de la quantité d'actinides mineurs en rouge, d'américium en bleu foncé, d'américium 241 en bleu clair, de neptunium en jaune et de curium en vert aux déchets dans les scénarios du cas B 183

4.32 Évolution des inventaires en cycle de plutonium et d'actinides mineurs en fonction du temps et du burnup des REP-UOX 184

4.33 Schéma des différentes installations considérées dans le code CLASS pour un parc à l'équilibre dans lequel les RNR sont surgénérateurs de plutonium 186

4.34 Schéma des différentes installations considérées dans le code CLASS pour un parc à l'équilibre dans lequel les RNR sont incinérateurs de plutonium 187

4.35 Évolution de la répartition de puissance par type de réacteur en cycle pour le cas C 188

4.36 Caractérisation des scénarios présentant des défauts de chargement, en rouge dans le cas où seul S2 est utilisé pour la fabrication du combustible des RNR et où seul S1 est utilisé pour le déchargement des combustibles usés des RNR, en bleu dans le cas où les combustibles RNR sont déchargés dans S2 utilisé pour la fabrication des combustibles RNR, et en vert dans le cas où les combustibles RNR sont fabriqués à partir des matières de S1 et de S2 189
4.37 Impact des paramètres BU_{UOX} et F^b_{MOX} sur les défauts de chargement lorsque les combustibles RNR sont fabriqués à partir des matières de S1 et de S2 . . . 189
4.38 Évolution de la quantité de plutonium (a) en cycle au cours du temps en fonction du burnup des REP-UOX, (b) total après 60 ans en fonction du burnup des REP-UOX et (c) en cycle en fin de scénario en fonction du burnup des REP-UOX et de la fraction de la puissance produite par les REP-MOX en phase b 190
4.39 Évolution de la qualité du plutonium (a) en cycle et (b) dans l'entreposage S2 en vert lorsque les RNR se déchargent dans S1 et en bleu dans S2 191
4.40 Évolution de la quantité de plutonium contenue dans les usines, les piscines et les entreposages après 60 ans lors du déploiement d'un RNR en violet et de 20 RNR en bleu foncé 192
4.41 Évolution de la quantité totale d'actinides mineurs en rouge, d'américium en bleu foncé, d'américium 241 en bleu clair, de neptunium en jaune et de curium en vert, pour le cas C 192
4.42 Évolution de la quantité totale d'actinides mineurs et de plutonium en fonction du burnup des REP-UOX en phase a et b, pour le cas C 194
4.43 Définition du plan d'expérience pour l'exploration des scénarios symbiotiques mettant en œuvre le multi-recyclage dans les RNR incinérateurs de plutonium 195
4.44 Évolution, dans les RNR incinérateurs, de (a) la quantité de plutonium et de (b) la qualité du plutonium, au cours des irradiations successives, coloration en fonction de la teneur moyenne en plutonium 196
4.45 Inventaire (a) en plutonium et (b) en transuraniens présents en cycle en fonction du temps et du nombre de réacteurs de type ASTRID incinérateur déployés . . 197
4.46 Définition du plan d'expérience pour l'exploration des scénarios mettant en œuvre les RNR pour incinérer le plutonium produit dans un parc de REP . . . 199
4.47 Évolution de l'inventaire de transuraniens en cycle mettant en œuvre 20 RNR ou 1 RNR 200

5.1 Proposition de déploiement progressif des RNR issue du scénario de référence en 2015, figure provenant du Dossier CEA 2015 [18] 204
5.2 Part de la puissance électrique associée à chaque technologie de réacteur au cours des différents paliers du scénario de référence en 2018, figure provenant de [19] 206
5.3 Chronologie des paliers successifs simulés dans le code CLASS 207
5.4 Schéma des différentes installations considérées dans les simulations réalisées avec le code CLASS suivant les paliers A, B et C, illustrant l'évolution des options de recyclages 208
5.5 Paramètres des simulations de scénarios réalistes 209
5.6 Évolution du nombre de RNR en fonction des paramètres P_1, P_2 et P_3 210
5.7 Évolution de la puissance entre 1975 et 2040 en fonction du paramètre P_1, en turquoise lorsque P_1 vaut 60 et en rose lorsque P_1 vaut 30 213

5.8 Évolution de la part de la puissance du parc produite par chaque type de réacteurs simulés entre 2010 et 2040 lorsque P_1 vaut 30 213
5.9 Évolution de la puissance au cours des scénarios, en bleu lorsque $P_1 = 60$ et en rose lorsque $P_1 = 30$ 217
5.10 Évolution des quantités de plutonium dans S1 au cours des scénarios présentant des défauts de chargement (a) lorsque $P_1 = 60$: en bleu pour 60/1/0, en rose pour 60/1/1 et en gris pour 60/0/1 et (b) lorsque $P_1 = 30$, la cas 30/1/0 . . . 218
5.11 Évolution de la quantité de plutonium en cycle lorsque $P_1 = 30$ et qu'il n'y a pas de défaut de chargement : en rouge le cas 30/0/0, en bleu le cas 30/0/1 et en beige le cas 30/1/1 219
5.12 Évolution de la quantité de plutonium dans les différents entreposages lorsque $P_1 = 30$, $P_4 = 1{,}02$ et qu'il n'y a pas de défaut de chargement : en rouge le cas 30/0/0, en bleu le cas 30/0/1 et en beige le cas 30/1/1 220
5.13 Évolution en fonction de la valeur du P_4 de la quantité de plutonium dans les RNR pour le scénario 30/1/1 221
5.14 Évolution de la teneur en plutonium moyenne dans les REP-MOX, en (%), lorsque $P_1 = 30$ et $P_4 = 1{,}02$, en rouge le cas 30/0/0, en bleu le cas 30/0/1 et en beige le cas 30/1/1 221

Liste des tableaux

1.1 Données principales relatives au concept de REP utilisé pour les modèles présents dans le code CLASS [42] . . . 31

2.1 Hauteur des différentes régions du cœur du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium . . . 47
2.2 Dimensions relatives à l'assemblage combustible . . . 48
2.3 Dimensions relatives à l'aiguille combustible . . . 50
2.4 Dimensions relatives aux assemblages spéciaux . . . 51
2.5 Vecteurs isotopiques de l'UO_2 et du PuO_2 de la composition de référence du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium . . . 52
2.6 Volumes et masses des six zones combustibles du réacteur isogénérateur de plutonium . . . 52
2.7 Composition de référence des combustibles en proportion atomique . . . 53
2.8 Concentrations atomiques du B_4C et du sodium (en $atome/(cm.barn)$) . . . 54
2.9 Concentrations atomiques des aciers de structure (en $atome/(cm.barn)$) . . . 54
2.10 Concentration atomique des compositions issues du réacteur de recherche Joyo (en $atome/(cm.barn)$) . . . 55
2.11 Hauteur des différentes régions du cœur du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium . . . 56
2.12 Vecteur isotopique de l'UO_2, du PuO_2 et du AMO_2 pour la composition de référence du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium, et composition en proportion atomique . . . 57
2.13 Volume et masse des deux zones combustibles du réacteur incinérateur de plutonium . . . 57
2.14 Paramètres des simulations de référence réalisées avec le code MCNP6 . . . 58
2.15 Paramètres des simulations de référence réalisées avec le code VESTA2.2 . . . 59
2.16 Variation entre la fin de cycle et le début de cycle des quantités de plutonium par zone pour les réacteurs de type ASTRID dans leur configuration de référence 63
2.17 Récapitulatif des erreurs induites par les différentes hypothèses de modélisation 73
2.18 k_{eff} et β_{eff} calculés par simulation Monte-Carlo dans les différents tests d'effet de vidange du sodium dans les réacteurs de type ASTRID, à 0 $GW.j/t$ et à 103 $GW.j/t$ . . . 75
2.19 Coefficients de vidange calculés pour les différents tests d'effet de vidange du sodium dans les réacteurs de type ASTRID, à 0 $GW.j/t$ et à 103 $GW.j/t$ . . . 75
2.20 Coefficients Doppler calculés à 0 $GW.j/t$ et à 103 $GW.j/t$ pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium . . . 77
2.21 Vecteur isotopique d'un combustible MOX irradié en REP 900 MW_e jusqu'à 43,5 $GW.j/t$ puis refroidi 3 ans . . . 78

2.22 Poids des barres de commandes estimé à 0 $GW.j/t$, 38,5 $GW.j/t$ et 103 $GW.j/t$ pour la composition de référence et une composition REP-MOX usé chargées dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 79
2.23 Récapitulatif des principaux paramètres utilisés pour les simulations présentées dans l'étude des systèmes de référence 80
2.24 Vecteurs isotopiques de deux combustible extrêmes 81
2.25 k_{eff}, β_{eff} et CV calculés à 0 $GW.j/t$ dans deux cas de vidange du sodium considérés, pour deux combustibles différents 85
2.26 Coefficients Doppler calculés à 0 $GW.j/t$ et à 103 $GW.j/t$ pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 85
2.27 Incertitudes statistiques à $1{\cdot}\sigma$ pour les flux neutroniques et les puissances dégagées par zone exprimées en (%) pour l'isogénérateur ; les valeurs en début de cycle, puis l'incertitude maximale observée au cours de l'évolution, puis les valeurs en fin de cycle 88
2.28 Incertitudes statistiques à $1{\cdot}\sigma$ pour les inventaires des principaux isotopes de l'uranium, du plutonium et de l'^{241}Am, en fin de cycle par zone, exprimées en (%) pour l'isogénérateur 89
2.29 Incertitudes statistiques à $1{\cdot}\sigma$ pour les flux neutroniques et les puissances dégagées par zone exprimées en (%) pour l'incinérateur ; les valeurs en début de cycle, puis l'incertitude maximale observée au cours de l'évolution, puis les valeurs en fin de cycle 90
2.30 Incertitudes statistiques à $1{\cdot}\sigma$ pour les inventaires des principaux isotopes de l'uranium, du plutonium et de l'^{241}Am, en fin de cycle par zone, exprimées en (%) pour l'incinérateur 90
2.31 Définition des bornes en (%) des bases de données générées 92

3.1 Bornes de variation des paramètres tirés par la méthode du LHS pour déterminer les compositions initiales des combustibles chargées dans la version simplifiée de l'ESFR 105
3.2 Bornes de variation des paramètres tirés par la méthode du LHS pour déterminer les compositions initiales des combustibles chargés dans la version modulable des RNR 106
3.3 Principaux paramètres de simulation utilisés pour la construction des bases de génération et de vérification associées au réacteur de type ASTRID 109
3.4 Écart relatif des déviations induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone et des incertitudes statistiques pour la fission du ^{239}Pu, à 115,5 $GW.j/t$, dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 121
3.5 Écart relatif des déviations induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone et des incertitudes statistiques pour la réaction (n,2n) du ^{239}Pu, à 115,5 $GW.j/t$, dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 122
3.6 Déviations induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone pour le ^{239}Pu dans la zone fissile interne supérieure (zone 1) et la couverture fertile externe (zone 6), à 115,5 $GW.j/t$. Ces résultats utilisent les couples de bases haute et faible statistique Monte-Carlo du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 123

3.7 Déviations moyennes induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone pour les principaux actinides à 115,5 $GW.j/t$, dans le cas du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 124
3.8 Déviations moyennes induites par le prédicteur de sections efficaces moyennes par zone pour les principaux actinides à 100 $GW.j/t$, dans le cas du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium 125
3.9 Écart relatif entre les déviations induites par le perceptron multicouche de sortie, le flux moyen par zone, et les incertitudes statistiques associées, à 115,5 $GW.j/t$, dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 127
3.10 Écart relatif entre les déviations induites par le perceptron multicouche de sortie, la fraction de la puissance moyenne par zone, et les incertitudes statistiques associées, à 115,5 $GW.j/t$, dans le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 127
3.11 Déviations induites par le prédicteur de flux moyen par zone, dans la zone fissile interne supérieure (zone 1) et la couverture fertile externe (zone 6), à 115,5 $GW.j/t$ résultats utilisant les couples de bases haute et faible statistique Monte-Carlo du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 129
3.12 Écart relatif entre les déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires par zone en plutonium 239 et les incertitudes statistiques associées, à 115,5 $GW.j/t$, pour le réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 131
3.13 Écart relatif entre les déviations moyennes induites sur les inventaires en ^{239}Pu par le modèle d'irradiation multizone et les incertitudes statistiques associées, à 100 $GW.j/t$, dans les zones fissiles du réacteur de type ASTRID incinérateur de plutonium 132
3.14 Déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires en ^{239}Pu par zone, dans la zone fissile interne supérieure (zone 1) et la couverture fertile externe (zone 6), à 115,5 $GW.j/t$, résultats utilisant les couples de bases haute et faible statistique Monte-Carlo du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 133
3.15 Déviations moyennes induites par le modèle d'irradiation multizone, en fin de cycle, pour les principaux actinides, toutes zones combustibles confondues, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium . . . 133
3.16 Déviations moyennes induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires en plutonium à l'échelle du cœur, toutes zones combustibles confondues, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium 135
3.17 Déviations induites par le modèle d'irradiation multizone sur les inventaires en plutonium à l'échelle du cœur, à 115,5 $GW.j/t$, résultats utilisant les couples de bases haute et faible statistique Monte-Carlo du réacteur de type ASTRID isogénérateur de plutonium 136
3.18 Déviations moyennes induites par le modèle d'irradiation multizone, pour les principaux actinides, toutes zones combustibles confondues, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium 137
3.19 Écart relatif entre les déviations moyennes induites par les modèles d'irradiation monozone et multizone sur les inventaires en plutonium à l'échelle du cœur, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium 140

3.20 Écart relatif entre les déviations moyennes induites par les modèles d'irradiation monozone et multizone sur les inventaires des principaux actinides, en fin de cycle, pour les réacteurs de type ASTRID isogénérateur et incinérateur de plutonium 141
3.21 Indices de Sobol du premier ordre et totaux estimés pour la puissance totale prédite du réacteur de type ASTRID isogénérateur en début de cycle 149

4.1 Variables d'entrée échantillonnées pour l'étude des parcs mixtes REP/RNR simplifiés 158
4.2 Quantités totales des actinides mineurs à 120 ans pour les scénarios des familles A et B 181
4.3 Production d'actinides mineurs dans les REP et les RNR puis dans les entreposages associés, évaluations effectuées à partir du cas A 193
4.4 Inventaire à l'équilibre en plutonium et production d'actinides mineurs pour différentes stratégies de parc. Les valeurs concernant la stratégie de multirecyclage en REP viennent de [93] 198

5.1 Évolution du nombre de réacteurs de chaque type au cours du scénario suivant les paramètres $P_1/P_2/P_3$, avec le nombre de REP-UOX, puis de REP-MOX 30%, puis de REP-MOX 100%, puis de RNR-MOX 211
5.2 Chronologie du déploiement simulé des REP en fonction de leur puissance électrique, les cases grisées correspondent aux REP-MOX, le changement du type de combustible a eu lieu aux environs de la seconde date présente dans ces cases ; dates issues de [94] 214
5.3 Facteur de charge moyen pour chaque REP, calculé entre leur construction et 2015, les cases grisées correspondent aux REP-MOX, la première valeur est le facteur de charge avant le changement de combustible, la seconde après le changement 215
5.4 Inventaires supérieurs à 100 kg dans S1 et S2 en 2040 pour les principaux actinides 216

université PARIS-SACLAY | ÉCOLE DOCTORALE PHENIICS

Titre : Impact du déploiement de réacteurs de type ASTRID sur la gestion dynamique du plutonium dans des scénarios de transitions électronucléaires

Mots clés : RNR-Na, Simulations de réacteurs nucléaires, Simulations du cycle du combustible, Code CLASS, Plutonium, Aval du cycle

Résumé : L'ensemble des lois, décrets et débats publics relatifs à la transition énergétique donne toute son importance à l'étude de scénarios d'évolution de parcs électronucléaires. L'une des stratégies de référence considérées en France envisage le déploiement progressif de Réacteurs à Neutrons Rapides refroidis au Sodium (RNR-Na) de IVe génération. L'exploration des différentes trajectoires et des conséquences associées sur l'ensemble du cycle du combustible sont des étapes indispensables à l'évaluation des scénarios de transitions possibles.
C'est dans ce cadre que s'inscrit cette thèse, qui analyse l'impact sur la gestion dynamique du plutonium et des actinides mineurs, de scénarios de déploiement de réacteurs de type ASTRID, démonstrateur de RNR-Na développé par le CEA et ses partenaires industriels. La modélisation de deux configurations du réacteur de type ASTRID, un isogénérateur et un incinérateur de plutonium, a été réalisée. Elle permet de valider les hypothèses de calcul, de quantifier les biais associés et de vérifier les principaux coefficients de sûreté. Ensuite, l'impact important de la variation des compositions initiales sur le fonctionnement des deux systèmes est établi. Cela justifie le développement de modèles physiques complexes dédiés, qui sont intégrés au code de simulation dynamique du cycle CLASS, développé par le CNRS/IN2P3 et l'IRSN. L'utilisation d'interpolateurs multidimensionnels et non linéaires dans ces développements permet de modéliser la fabrication et l'irradiation du combustible, en maintenant l'hétérogénéité du réacteur tout au long des simulations. Grâce à ces modèles multizones, la simulation d'un grand nombre de scénarios de transitions de parcs composés de Réacteurs à Eau Pressurisée, vers des parcs mixtes intégrant des RNR-Na, permet d'étudier les effets du déploiement des RNR-Na et d'identifier les éventuelles tensions sur les matières dans le cycle. Enfin, une analyse académique des scénarios présentés dans le cadre de la loi sur la transition énergétique est proposée.

Title : Impact of ASTRID-like reactor deployment on plutonium dynamic management in electronuclear scenarios

Keywords : SFR, Nuclear reactor simulations, Fuel cycle simulations, CLASS code, Plutonium, Fuel cycle back-end

Abstract : All the laws, decrees and public debates relating to the energy transition, emphasize the importance of the study of electronuclear fleet evolution scenarios. One of the reference strategies for the French electronuclear fleet evolution considers the step by step deployment of Generation IV Sodium-cooled Fast Reactors (SFR). A proper assessment of the possible transitions scenarios requires a thorough study of the different possible trajectories and their associated consequences on the entire fuel cycle.
In this framework, this Ph.D. work aims at analyzing the impact on plutonium and minor actinide dynamic management, of ASTRID-like reactor deployment scenarios, a Generation IV SFR developed by the CEA and its industrial partners. The modeling of two ASTRID-like reactor configurations, one plutonium break-even, and one burner, allow the validation of the calculation hypothesis, the quantification of associated bias and the verification of reactor safety coefficients. It was observed that the variation of initial fuel composition had a drastic impact on the system configuration. Within the framework of this research, the dynamic fuel cycle simulator CLASS, developed by the CNRS/IN2P3 and the IRSN was further modified, to meet the requirements of new dedicated complex physics models. These new developments using multidimensional and nonlinear interpolators allow modeling of the fresh fuel fabrication and irradiation while maintaining the reactor heterogeneity throughout the simulations. With these multizone models, effects of SFR deployment is studied, and potential constraints on in-cycle materials are identified by the simulation of transition scenarios, from a Pressurized Water Reactor fleet to a mixed fleet integrating SFRs. An academic analysis of the scenarios presented within the energy transition law is proposed to extend this work.

Université Paris-Saclay
Espace Technologique / Immeuble Discovery
Route de l'Orme aux Merisiers RD 128 / 91190 Saint-Aubin, France