

THÈSE DE DOCTORAT

Soutenue à Aix-Marseille Université
le 19 décembre 2022 par

Paul Servell

Le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée : Développement de méthodes d'optimisation des gestions combustibles

Discipline

Physique & Sciences de la Matière

Spécialité

Energie, Rayonnement, Plasma

École doctorale

Physique et sciences de la matière/ED352

Laboratoire/Partenaires de recherche

EDF R&D

CEA Cadarache

Orano



Composition du jury

Dr. Lounes TADRIST

AMU

Pr. Sandra DULLA

Politecnico di Torino

Dr. Xavier DOLIGEZ

CNRS/IN2P3

Dr. Guillaume MARTIN

CEA Cadarache

Dr. Enrico GIRARDI

EDF R&D

Président du jury

Rapporteuse

Rapporteur

Directeur de thèse

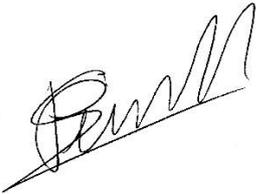
Invité

Affidavit

Je soussigné, Paul Servell, déclare par la présente que le travail présenté dans ce manuscrit est mon propre travail, réalisé sous la direction scientifique de Guillaume Martin, dans le respect des principes d'honnêteté, d'intégrité et de responsabilité inhérents à la mission de recherche. Les travaux de recherche et la rédaction de ce manuscrit ont été réalisés dans le respect à la fois de la charte nationale de déontologie des métiers de la recherche et de la charte d'Aix-Marseille Université relative à la lutte contre le plagiat.

Ce travail n'a pas été précédemment soumis en France ou à l'étranger dans une version identique ou similaire à un organisme examinateur.

Fait à Palaiseau, le 17 octobre 2022



Cette œuvre est mise à disposition selon les termes de la [Licence Creative Commons Attribution - Pas d'Utilisation Commerciale - Pas de Modification 4.0 International](https://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/).



Lexique et liste des acronymes

Actinide	Famille d'éléments chimiques allant de l'actinium (Ac) au lawrencium (Lr). L'uranium et le plutonium en font parties.
ADS	<i>Accelerator Driven System</i> ou Système Piloté par Accélérateur (de particules)
Am	Américium
AM	Actinides mineurs
ANDRA	Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs
ASN	Autorité de Sûreté Nucléaire
C _B	Concentration en bore
CEA	Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives
Cm	Curium
CORAIL	Assemblage combustible hétérogène contenant à la fois des crayons UOX et des crayons MOX
COSI	COde de SIMulation. Code de scénario nucléaire développé au CEA
EDF	Electricité de France.
EPR	<i>Evolutionary Power Reactor</i> ou Réacteur de Puissance Evolutif. Anciennement nommé <i>European Pressurised Reactor</i>
ERANOS	<i>European Reactor ANalysis Optimized calculation System</i> . Code utilisé pour la modélisation neutronique des réacteurs à neutrons rapides
FFF	<i>Fertile Free Fuel</i> . Combustible sans matière fissile
FIFO	<i>First In, First Out</i> . Un mode de chargement des assemblages dans les études de scénario
f _{MIX}	Facteur d'équilibre
F _{xy}	Facteur de point chaud
H	Hydrogène
IMF	<i>Inert Matrix Fuel</i> ou Matrice combustible inerte
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
JEPP	Jour Equivalent Pleine Puissance. Unité de mesure en temps de l'irradiation du combustible
MIX	Combustible MOX avec support en uranium enrichi
MOX	Mélange de dioxyde d'uranium UO ₂ et de dioxyde de plutonium PuO ₂
MRREP	Multi-Recyclage du plutonium en Réacteur à Eau Pressurisée
MSFR	<i>Molten Salt Fast Reactor</i> ou Réacteur Rapide à Sels Fondus
Np	Neptunium
O	Oxygène
PNGMDR	Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs
PPE	Programmation Pluriannuelle de l'Energie
Pu	Plutonium
REP	Réacteur à Eau Pressurisée
RNR	Réacteur à Neutrons Rapides
RNR-Na	Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au Sodium

TIRSTRAT	TIRELIRE-STRATEGIE. Code de scénario nucléaire développé par EDF
U	Uranium
U _{app}	Uranium appauvri
U _{nat}	Uranium naturel
UNE	Uranium Naturel Enrichi
UOX	Dioxyde d'uranium (UO ₂). Principal combustible nucléaire
URE	Combustible à base d'oxyde d'Uranium de Retraitement Enrichi
URT	Uranium de ReTraitement

Résumé

En 2019, le gouvernement français a introduit dans sa Programmation Pluriannuelle de l'Energie (PPE) l'objectif de démontrer la faisabilité industrielle du multi-recyclage du plutonium dans les Réacteurs à Eau Pressurisée (REP), tout en conservant la possibilité d'introduire d'ici la fin du siècle des Réacteurs à Neutrons Rapides (RNR). Le combustible sélectionné doit à la fois respecter les critères de conception des réacteurs et de sûreté nucléaire, être viable économiquement et permettre l'introduction de RNR en stabilisant l'inventaire en plutonium (Pu) dans le cycle.

Démontrer cette faisabilité nécessite le développement de méthodes d'optimisations permettant l'étude d'espaces de conception complexes et qui prennent en compte les objectifs énumérés précédemment, avec des cibles d'optimisation parfois antagonistes. Cette thèse présente le développement d'une méthode d'optimisation multi-objectifs du combustible en REP. Cette méthode repose sur l'utilisation de métamodèles générés par krigeage, construits à partir de calculs de cœur, qui réduisent la quantité de calculs complexes à réaliser.

Grâce à cette méthode d'optimisation, deux études ont été réalisées ici. La première étude porte sur l'optimisation du combustible MIX, un combustible MOX avec un support en uranium naturel ou enrichi, dans le cadre du multi-recyclage du Pu. Il s'agit de l'étude d'un réacteur de type EPR chargé à 100 % en MIX, où l'enrichissement en ^{235}U , la teneur en Pu, la qualité fissile du Pu ainsi que sa fraction en ^{241}Pu varient, afin d'intégrer l'évolution isotopique du Pu pendant le multi-recyclage. La seconde étude propose l'optimisation d'un scénario de référence d'un parc électronucléaire composé de réacteurs de type EPR chargés en MIX et d'autres en UOX. Une méthode de chaînage, dérivée de la méthode d'optimisation, est utilisée pour simuler en cœur les combustibles calculés dans l'étude de scénario et proposer de nouvelles trajectoires respectant les contraintes des études de cœur.

Mots clés : multi-recyclage du plutonium, méthode d'optimisation multi-objectifs, simulation de REP, cycle du combustible, combustible MIX, métamodèles par krigeage.



Abstract

In 2019, the French government modified its mid-term plutonium management policy, with the introduction of a milestone to demonstrate the industrial feasibility of its multi-recycling in Pressurised Water Reactors (PWR), while keeping the ability to introduce a Fast Reactor (FR) fleet by the end of the century, for which the fuel will be obtained by processing of the PWR spent fuel. The selected nuclear fuel need to meet numerous targeted requirements or drivers including nuclear safety, economic viability and allow FR introduction through fuel cycle plutonium inventory stabilisation.

Demonstration of this possibility requires performant and innovative optimisation methods development, which takes into account the sometimes contradictory listed set of criteria. This Ph.D work presents the developpment of such a method for multi-objectives fuel optimisation in PWR. It relies on the COCAGNE core simulation code and on kriging-based surrogates models.

Two studies were carried out in the work. The first one focuses on about MIX fuel optimisation, a fuel obtained by used MOX fuel reprocessing with a natural or enriched uranium matrix, in a 100 % MIX-loaded EPR-like reactor core, with variations of the U-235 and plutonium enrichment, plutonium fissile quality and Pu-241 massic fraction. The second one looks after scenario analysis, with the optimisation of a reference plutonium multi-recycling with MIX scenario. A chaining method between scenario and core calculation codes, derivated from the optimisation one, is used here to in-core simulate the fuel configurations calculated through the scenario study and to present a new, optimised, scenario, respecting core studies constraints and criteria.

Keywords : plutonium multi-recycling, plutonium multi-recycling, PWR simulation, nuclear fuel cycle simulation, MIX fuel, kriging surrogates models.



Remerciements



Table des matières

Affidavit	I
Lexique et liste des acronymes	III
Résumé	V
Abstract	VII
Remerciements	IX
Table des matières	XI
Introduction	1
1 Eléments de contexte	5
1.1 La technologie des réacteurs à eau pressurisée	6
1.1.1 Le réacteur à eau pressurisée	7
1.1.2 Le combustible nucléaire	8
1.1.3 Eléments d'exploitation des cœurs	11
1.2 Le cycle du combustible	16
1.2.1 L'amont du cycle du combustible	16
1.2.2 Le cycle ouvert	18
1.2.3 Le mono-recyclage du plutonium et de l'uranium	19
1.2.4 La fermeture du cycle et le multi-recyclage du plutonium	20
1.3 Radiotoxicité, gestion des déchets et fin de cycle	22
1.4 Eléments de neutronique et de physique des réacteurs	24
1.4.1 Les interactions neutron-matière	24
1.4.2 L'équation du transport	27
1.4.3 L'équation de la diffusion	30
1.4.4 Bilan neutronique et réactivité	32
1.5 Le combustible sous irradiation	33
1.5.1 Evolution du combustible sous irradiation	33
1.5.2 Les actinides mineurs	38
1.5.3 L'équation de Bateman	39
Conclusion du chapitre	40
2 Spécificités de l'utilisation du plutonium dans les REP	43
2.1 Particularités du fonctionnement en cœur	44
2.1.1 Efficacité des moyens de contrôle de la réactivité	45
2.1.2 Gestion des cœurs mixtes UOX et MOX	48
2.1.3 La problématique de vidange en cœur	49
2.2 Les combustibles pour le multi-recyclage du plutonium en REP	52
2.2.1 Les limites du multi-recyclage du plutonium par le MOX	53
2.2.2 Utilisation du thorium pour l'incinération du plutonium	54
2.2.3 Utilisation de matrices inertes	55
2.2.4 Le concept CORAIL	58
2.2.5 Une évolution du combustible MOX : le concept MIX	60
2.3 Classification des différents concepts combustibles	61

	Conclusion du chapitre	63
3	Eléments de modélisation des réacteurs à eau pressurisée	65
	3.1 Calculs neutroniques	66
	3.1.1 Le calcul neutronique en deux étapes	66
	3.1.2 Niveaux d'homogénéisation de l'assemblage combustible	67
	3.1.3 Présentation de COCAGNE	69
	3.2 Eléments d'exploitation des cœurs de réacteur à eau pressurisée	70
	3.2.1 La concentration en bore C_B	70
	3.2.2 Le facteur de point chaud F_{xy}	71
	3.2.3 Les consommations et productions d'isotope	72
	3.2.4 L'efficacité d'utilisation du plutonium η_{Pu}	73
	3.2.5 Le facteur d'équilibre f_{MIX}	77
	3.2.6 Le coût amont du combustible CA	79
	3.3 Estimation de l'effet de vidange	80
	3.4 Les enjeux du multi-recyclage du plutonium avec une gestion combustible MIX	82
	Conclusion du chapitre	83
4	Principes d'optimisation et d'interpolation spatiale	85
	4.1 Principes d'optimisation	86
	4.1.1 Définition d'un problème d'optimisation	86
	4.1.2 Optimalité au sens de Pareto	87
	4.1.3 Recherche d'une solution d'optimisation	88
	4.1.4 Recherche du front de Pareto	90
	4.2 Interpolation spatiale	94
	4.2.1 Définition	94
	4.2.2 Quelques méthodes d'interpolation spatiale	95
	4.3 Théorie du krigeage	98
	4.3.1 Formulation générale du krigeage	98
	4.3.2 La résolution d'un problème de krigeage	98
	4.3.3 Validation des métamodèles	101
	4.4 Création des plans d'expériences	105
	4.4.1 Tirage aléatoire par maximisation d'entropie	106
	Conclusion du chapitre	110
5	Développement d'une méthode d'optimisation par métamodélisation de cœurs de réacteurs	111
	5.1 Mise en place de la méthode d'optimisation	112
	5.1.1 Présentation générale	112
	5.2 Démonstration de faisabilité sur un cœur 100 % MIX	114
	5.2.1 Définition du problème d'optimisation	114
	5.2.2 Choix du plan d'expérience	115
	5.2.3 Création et validation des métamodèles	116
	5.2.4 Etude du problème d'optimisation	119
	5.2.5 Choix de l'optimum du combustible MIX	127
	5.2.6 Conclusion	130
	Conclusion du chapitre	130

6	Le combustible MIX : une évaluation d'une stratégie de multi-recyclage du plutonium	133
6.1	Définition du problème d'optimisation	134
6.2	Création du plan d'expérience	135
6.3	Création et validation des métamodèles	136
6.4	Etude du problème d'optimisation	141
6.4.1	Dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu)	141
6.4.2	Dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu)	144
6.4.3	Dans l'espace d'optimisation (F_{xy} ; L_{Cycle})	151
6.5	Recherche des configurations optimales du combustible MIX	158
6.5.1	Choix de deux solutions optimales : début et fin du multi-recyclage du plutonium	161
	Conclusion du chapitre	163
7	Vers une nouvelle approche du multi-recyclage : une proposition de chaînage entre études de scénario et de cœur	165
7.1	Introduction sur les études de scénarios	166
7.2	Le code de scénario Tirelire-Stratégie	167
7.2.1	Présentation générale	168
7.2.2	Modules physiques utilisés	170
7.3	Proposition d'une nouvelle méthode de chaînage « cœur-scénario »	172
7.4	Le scénario de référence MIX	174
7.4.1	Etude du scénario	175
7.5	Application au scénario de référence MIX	179
7.5.1	Création des métamodèles	179
7.5.2	Etudes des performances des cœurs	183
7.6	Etude de l'optimalité du scénario de référence	188
7.6.1	Construction de la surface de compromis	188
7.6.2	Comparaison du scénario au front de Pareto	189
7.6.3	Exploration des configurations environnantes	192
7.7	Optimisation du scénario de référence	195
7.7.1	Optimisation de la période A : Réduction du facteur de point chaud	195
7.7.2	Optimisation de la période B : Diminution du coût amont	202
7.8	Analyse du scénario optimisé n°2	208
7.8.1	Déroulement du scénario optimisé n°2	208
7.8.2	Analyse du cycle du combustible	211
	Conclusion du chapitre	216
	Conclusion et perspectives	219
	Bibliographie	224
	Liste des figures	235
	Liste des tableaux	241



Introduction

La nuit du 23 au 24 février 1941, à Berkeley en Californie, fut le lieu de la première stabilisation du plutonium 238 sous forme d'oxyde, ce qui permit à Glenn T. Seaborg et à son équipe de l'identifier comme nouvel élément chimique [1]. Rapidement après, un autre isotope du plutonium, le plutonium 239, fut découvert et dès le printemps 1941, identifié comme source d'énergie nucléaire [2].

Sa première utilisation sous forme de combustible MOX, un mélange d'oxyde, fut réalisée en 1960 à Hanford, état de Washington, dans un réacteur modéré à l'eau lourde, le Plutonium Recycle Test Reactor [3]. En 1963 un premier essai de combustible MOX pour les Réacteurs à Eau Pressurisée (REP) fut réalisé dans le réacteur belge BR3 [4].

Aujourd'hui, le combustible MOX est utilisé en France dans 22 réacteurs nucléaires. S'il fut à l'origine développé pour pallier une éventuelle pénurie d'uranium naturel, il permet aujourd'hui de valoriser le plutonium comme source d'énergie à partir du traitement des assemblages combustibles usés. Ainsi, l'utilisation du combustible MOX permet de réduire l'entreposage nécessaire aux combustibles usés, les besoins en uranium naturel et le volume de déchets produits. Le recyclage du plutonium s'accompagne d'une perspective sur le plus long terme : le déploiement de réacteurs de 4^{ème} génération, comme les Réacteurs à Neutrons Rapides (RNR), qui permettent la fermeture du cycle du combustible et la valorisation complète des matières présentes dans les combustibles usés.

En France, cette stratégie est encadrée par la Programmation Pluriannuelle de l'Energie (PPE) [5], qui oriente la politique énergétique du pays. Dans sa version actuelle [6], cette programmation propose de conserver la stratégie de traitement et de recyclage du plutonium en vue du déploiement du multi-recyclage des combustibles dans les réacteurs à eau pressurisée.

Dès lors, la nouvelle gestion combustible proposée se doit d'être rapidement déployable, ce qui implique peu de ruptures technologiques (comme l'utilisation de nouveaux matériaux). Elle doit également permettre une utilisation compatible avec les réacteurs à eau pressurisée actuels (assemblages 17 x 17 et compatibilité avec une gestion hybride). Également, elle doit maintenir possible « la perspective d'un éventuel déploiement industriel d'un parc de réacteurs à neutrons rapides à l'horizon de la 2^{ème} moitié du 21^{ème} siècle » [6], *id est* maintenir un inventaire stable en plutonium avec une qualité isotopique contrôlée qui permette le déploiement de réacteurs à neutrons rapides.

La conception d'une gestion combustible performante se révèle donc une tâche complexe, devant prendre en compte la grande variabilité de configurations possibles, que ce soit au niveau des matières (teneur en plutonium, qualité isotopique de ce dernier, enrichissement de l'uranium) ou de l'assemblage combustible (répartition des crayons combustibles, prise en compte du zonage). Tout ceci nécessite la conception de méthodes d'optimisation qui puissent intégrer

cette grande variabilité, ce qui implique de prendre en compte de nombreux paramètres différents et de les étudier dans un large espace d'optimisation, mais aussi d'intégrer les interactions existantes entre l'évolution du combustible en réacteur et le cycle du combustible.

Cette thèse a donc pour objectif de développer une nouvelle méthode d'optimisation des gestions combustibles dédiées au multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée. Cette méthode doit permettre l'exploration de larges espaces d'optimisation et prendre en compte les différentes contraintes technologiques existantes, afin de proposer une gestion combustible viable et adaptée à la stratégie énergétique française.

Pour ce faire, nous avons développé dans cette thèse une méthode d'optimisation des gestions combustibles à partir du code de cœur COCAGNE [7], développé à EDF dans le cadre du déploiement de sa nouvelle chaîne de calcul ODYSSEE. Afin de limiter le nombre de calculs complexes nécessaire à la réalisation de telles études exhaustives, des métamodèles reposant sur le krigeage, méthode d'interpolation spatiale, furent développés pour permettre la prédiction des performances en cœur du combustible étudié.

Cette méthode est appliquée à l'optimisation d'une gestion combustible pour un réacteur de type EPR. Nous étudierons l'impact de l'enrichissement en ^{235}U et de la teneur en plutonium sur cette gestion combustible avec, dans un premier temps, une qualité fissile du plutonium fixée, puis dans un second temps, une qualité fissile variable, qui intègre l'évolution de l'isotopie du plutonium au cours du processus de multi-recyclage, comme le décrivent les études de scénario du cycle du combustible. Cette thèse se conclura par un renversement de perspective, où, grâce à la méthode d'optimisation développée, nous chercherons à optimiser un scénario de multi-recyclage du plutonium en REP en intégrant les contraintes technologiques liées aux études de cœur.

Cette thèse se décompose en trois grandes parties :

Une première partie, contextuelle, qui présentera tout d'abord dans le chapitre 1 des éléments de technologie des réacteurs à eau pressurisée, du cycle du combustible et de neutronique, comme l'équation du transport et de l'évolution de la composition du combustible sous irradiation.

Nous poursuivrons cette introduction dans le chapitre 2, consacré aux spécificités de l'utilisation du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée. Ce chapitre présentera notamment les différentes conséquences liées à l'introduction du plutonium dans le cœur, que ce soit sur les moyens de contrôle de la réactivité ou sur la problématique de vidange. Puis, il explorera différentes stratégies existantes dans la littérature dédiées à l'utilisation du plutonium comme combustible. Nous soulignerons dans cette partie la complexité nouvelle des combustibles plutonifères et proposerons en fin de chapitre une classification de différents combustibles, en fonction de la stratégie sélectionnée. Nous y présenterons notamment le MIX qui servira de combustible de référence pour le développement de notre méthode d'optimisation.

Enfin, le chapitre 3 de cette thèse sera pour nous le moment d'introduire les outils de calculs neutroniques utilisés dans cette thèse. Après une présentation de la méthode de calcul à deux étapes utilisée dans cette thèse, qui repose sur les

codes CARABAS et COCAGNE, nous décrirons différents indicateurs développés dans cette thèse qui serviront de cibles d'optimisation ou de critères de conception.

Nous consacrerons ensuite la deuxième partie de cette thèse aux méthodes d'interpolation spatiale ainsi qu'à la méthode d'optimisation des gestions combustibles, qui donne son titre à cette thèse.

Nous nous éloignerons des réacteurs nucléaires le temps du chapitre 4 pour présenter différents principes d'optimisation et d'interpolation spatiales. Nous discuterons dans ce chapitre des notions d'optimalité au sens de Pareto, de l'interpolation spatiale par krigeage ainsi que de la conception de plans d'expériences complexes par maximisation d'entropie.

Le chapitre 5 sera pour nous le moment de présenter la méthode d'optimisation des gestions combustibles développée dans cette thèse. Cette méthode d'optimisation, qui repose sur la métamodélisation de calculs de cœur, sera tout d'abord appliquée à un cas d'optimisation simple du combustible MIX, à partir de son enrichissement en uranium 235 et de sa teneur en plutonium. Cette démonstration de faisabilité nous permettra de tirer des premiers enseignements sur le potentiel du combustible MIX pour le multi-recyclage du plutonium, grâce à une analyse des différents indicateurs définis dans le chapitre 3. Une étape de validation des prédictions obtenue par krigeage conclura ce chapitre et cette partie, en comparant les résultats estimés avec un calcul COCAGNE.

Nous terminerons ce manuscrit de thèse par la présentation, dans sa troisième partie, de deux études d'optimisation réalisée à partir de la méthode développée dans le chapitre précédent.

Le chapitre 6 de cette thèse proposera une évaluation du combustible MIX dans une stratégie de multi-recyclage du plutonium. Nous intégrerons au problème d'optimisation du chapitre 5 la variation de la teneur isotopique en plutonium 239 et du plutonium 241 du combustible, ce qui permettra d'approcher l'évolution de l'isotopie du plutonium au cours du multi-recyclage, telle qu'elle est décrite par les études de scénario. Ce chapitre montrera notamment, à partir d'une analyse poussée des différents indicateurs développée dans cette thèse, que le combustible MIX peut être déployé dans des gestions 100 % (cœurs entièrement chargés avec ce combustible) et répondre à des critères strictes de conception et d'exploitation des réacteurs tout en délivrant des performances satisfaisantes. Notamment, il y sera montré que des configurations avec d'intéressants optimums technico-économiques seront atteignables au cours du multi-recyclage du plutonium.

Enfin, le chapitre 7 de cette thèse proposera un chainage entre les études de scénario et de cœur, qui repose sur la méthode d'optimisation présentée au chapitre 5. À partir de l'étude d'un scénario de référence consacré au multi-recyclage du plutonium qui renvoie chaque année les caractéristiques d'un combustible MIX (enrichissement en uranium 235, teneur et composition isotopique du plutonium), nous estimerons tout d'abord l'évolution au cours du scénario de certaines grandeurs comme le coût amont du combustible ou son facteur de point chaud. Ensuite, en partant du constat que les scénarios étudiant le multi-recyclage du plutonium dans les REP sont contraints par la conception de ces derniers, nous chercherons grâce aux métamodèles l'existence de solutions optimales qui respectent les contraintes inhérentes à une étude de scénario. Ceci permettra de construire un nouveau scénario, dit « optimisé », qui reprendra les

contraintes du scénario de référence, tout en cherchant à mieux valoriser le plutonium et à respecter certains critères de conceptions des réacteurs de type EPR.

1 Eléments de contexte

Sommaire

1.1 La technologie des réacteurs à eau pressurisée	6
1.1.1 Le réacteur à eau pressurisée	7
1.1.2 Le combustible nucléaire	8
1.1.3 Eléments d'exploitation des cœurs	11
1.2 Le cycle du combustible	16
1.2.1 L'amont du cycle du combustible	16
1.2.2 Le cycle ouvert	18
1.2.3 Le mono-recyclage du plutonium et de l'uranium	19
1.2.4 La fermeture du cycle et le multi-recyclage du plutonium	20
1.3 Radiotoxicité, gestion des déchets et fin de cycle	22
1.4 Eléments de neutronique et de physique des réacteurs	24
1.4.1 Les interactions neutron-matière	24
1.4.2 L'équation du transport	27
1.4.3 L'équation de la diffusion	30
1.4.4 Bilan neutronique et réactivité	32
1.5 Le combustible sous irradiation	33
1.5.1 Evolution du combustible sous irradiation	33
1.5.1 Les actinides mineurs	38
1.5.2 L'équation de Bateman	39
Conclusion du chapitre	40

Ce premier chapitre est une introduction au fonctionnement des réacteurs nucléaires à eau pressurisée, à la physique des réacteurs et à la neutronique, soit l'étude du parcours des neutrons dans la matière et des réactions qu'ils y induisent [8]. Des éléments d'évolution du combustible nucléaire sous irradiation essentiels pour décrire le multi-recyclage du plutonium, clôturent ce chapitre.

Ce chapitre s'ouvre en partie 1.1 sur la description technologique d'un réacteur à eau pressurisée. Après avoir introduit le fonctionnement général d'un réacteur électronucléaire, il détaille la technologie des réacteurs pressurisée en décrivant le fonctionnement du réacteur et la structure du combustible nucléaire, à l'échelle du cœur, du crayon et de l'assemblage combustible. Ce chapitre se poursuit par la présentation du cycle de combustible, avec un découpage entre l'amont et l'aval de ce cycle. La partie 1.2 présente le cycle du combustible tel qu'il est réalisé en France, ainsi que les différentes fermetures de cycle possibles, du cycle ouvert à sa

fermeture grâce aux réacteurs à neutrons rapides. Cette discussion est poursuivie en partie 1.3 par une description des déchets nucléaires ultimes et des différentes filières de gestion existantes.

La partie 1.4 présente quelques éléments de physique des réacteurs et de neutronique. Cette description physique se prolonge dans la partie 1.5 avec une présentation de l'équation de Bateman et de l'évolution du combustible nucléaire sous irradiation, typiquement lors d'un séjour dans le cœur d'un réacteur

1.1 La technologie des réacteurs à eau pressurisée

Un réacteur nucléaire, dans son expression la plus simple, peut être ramené à un dispositif qui produit de la chaleur, chaleur pouvant servir à la production d'électricité. La chaleur produite au sein d'un réacteur nucléaire, dans ce qui s'appelle le « cœur » du réacteur, l'est par un processus de réaction en chaîne ; réaction en chaîne qui est une succession de fissions nucléaires, réactions résultantes de l'interaction entre une particule élémentaire, le neutron, et un noyau atomique fissile, comme l'uranium 235 [8].

L'enjeu principal dans la conception et l'exploitation d'un réacteur nucléaire repose dans la maîtrise de cette réaction en chaîne. Cette maîtrise de la réaction en chaîne passe par l'utilisation de modérateurs de neutrons, qui augmentent l'efficacité de la réaction en chaîne, d'absorbants neutroniques, qui sont aussi appelés poisons neutroniques, et de barres de contrôles, qui peuvent s'insérer dans le cœur du réacteur afin de contrôler, voire d'arrêter, la réaction en chaîne [9]. Les réacteurs nucléaires peuvent être classés en deux catégories distinctes : les réacteurs à neutrons rapides et les réacteurs à neutrons thermiques.

Les réacteurs à neutrons thermiques fonctionnent avec un modérateur. Il a pour fonction de ralentir les neutrons produits par fission nucléaire, au moyen de chocs cinétiques. C'est un matériau dont l'élément chimique principal qui le compose possède une masse atomique proche de celle du neutron. En se ralentissant, le neutron transmet une partie de son énergie au modérateur, il se thermalise. Le neutron thermalisé a une plus grande probabilité d'avec un noyau atomique fissile, ce qui engendrera une nouvelle fission [8]. Parmi les modérateurs existants dans les réacteurs nucléaires à neutrons thermiques sont l'eau légère [10], l'eau lourde [11], c'est-à-dire une eau où les 2 atomes d'hydrogène qui composent la molécule d'eau H_2O ont été remplacés par du deutérium, un isotope de l'hydrogène, et enfin le graphite [11], c'est-à-dire du carbone de structure cristalline hexagonale. À noter qu'il est possible de faire fonctionner un réacteur nucléaire sans utilisation (volontaire) de modérateur. Dans ce cas, comme les neutrons produits par fission ne sont plus ralentis, nous parlerons de réacteur nucléaire à neutrons rapides.

La chaleur produite par les différentes fissions nucléaires est évacuée du cœur par un caloporteur. Ce caloporteur peut être de l'eau légère ou lourde, comme c'est le cas dans les réacteurs de type CANDU (*Canada Deuterium Uranium*) [12], un gaz, par exemple du CO_2 dans les UNGG. Dans le but de produire de l'électricité, le caloporteur amène, directement ou indirectement, la chaleur du cœur de réacteur vers un générateur électrique, généralement une turbine. Le caloporteur

peut également être employé comme modérateur neutronique. C'est notamment le cas pour les réacteurs à eau légère.

1.1.1 Le réacteur à eau pressurisée

Le réacteur nucléaire à eau pressurisée, aussi connu sous l'acronyme REP, est le type de réacteur électronucléaire le plus répandu dans le monde [13]. Présent dans la majorité des centrales nucléaires du monde, il équipe également des sous-marins ainsi que des navires à propulsion nucléaire [10].

Le réacteur à eau pressurisée sépare la chaleur produite dans le cœur, qui est constitué d'assemblages et de crayons combustibles. Le crayon combustible contient des pastilles d'oxyde d'uranium. Le cœur du réacteur est le siège des réactions nucléaires. La présence de deux circuits d'eau parallèles permet de séparer la production de chaleur de la production d'électricité, comme l'illustre la Figure 1-1.

Le circuit primaire, sous pression, fait circuler de l'eau dans le cœur à l'aide de pompes primaires. Cette eau, au contact du combustible nucléaire, se réchauffe et remonte le cœur de réacteur. Elle est ensuite amenée par la branche chaude jusqu'à un échangeur de chaleur, le générateur de vapeur. Le générateur de vapeur permet l'échange thermique entre l'eau circulant dans le circuit primaire et celle circulant dans le circuit secondaire. L'eau du circuit primaire se refroidit alors, puis retourne dans le cœur avec l'aide des pompes primaires. L'eau du circuit possède, en entrée du générateur de vapeur, une température d'environ 330 °C et en sortie d'environ 290 °C [14]. Dans les conditions standards de pression (i.e. 1 atm) cette eau serait sous forme de vapeur. Pour conserver l'eau à l'état liquide, un pressuriseur maintient la pression dans le circuit primaire à environ 155 bar [14]. Une cuve de plus de 20 cm d'épaisseur d'acier maintient la pression dans le cœur.

Le circuit secondaire permet de refroidir l'eau sortant du cœur de réacteur et de faire tourner la turbine. Lorsque l'eau du circuit secondaire circule dans le générateur de vapeur, elle se retrouve à l'interface avec l'eau chaude du circuit primaire. À son contact, l'eau du circuit secondaire va commencer à bouillir et à se transformer en vapeur d'eau. Cette vapeur d'eau, sous pression, part ensuite actionner le groupe turbo-alternateur de la centrale nucléaire, ce qui permet la création d'électricité. Après cette étape, la vapeur d'eau passe dans un condenseur, un autre échangeur de chaleur, où, comme son nom l'indique, la vapeur d'eau se condense avant de retourner dans les générateurs de vapeur par pompage [8].

Enfin le circuit de refroidissement, ou circuit tertiaire, permet de condenser la vapeur d'eau du circuit secondaire en utilisant une source froide. Cette source froide peut être l'eau extraite d'un cours d'eau ou de la mer. L'eau ayant permis de condenser la vapeur du secondaire se réchauffe dans le condenseur. Elle est ensuite évacuée du réacteur nucléaire, soit en étant rejetée directement dans l'environnement, le circuit est alors dit ouvert, soit en étant refroidis par contact avec l'air dans des tours aéroréfrigérantes, le circuit est alors dit fermé.

L'ensemble du circuit primaire et une partie du circuit secondaire sont contenus dans l'enceinte de confinement. Il s'agit d'une épaisse enceinte de béton, dont l'épaisseur totale dépasse le mètre [14].

La gaine, la cuve du réacteur et l'enceinte de confinement forment les trois barrières qui séparent les produits radioactifs contenu dans le combustible nucléaire du reste de l'environnement [9].

Les différents circuits et leur composants sont présentés dans la Figure 1-1 ci-dessous.

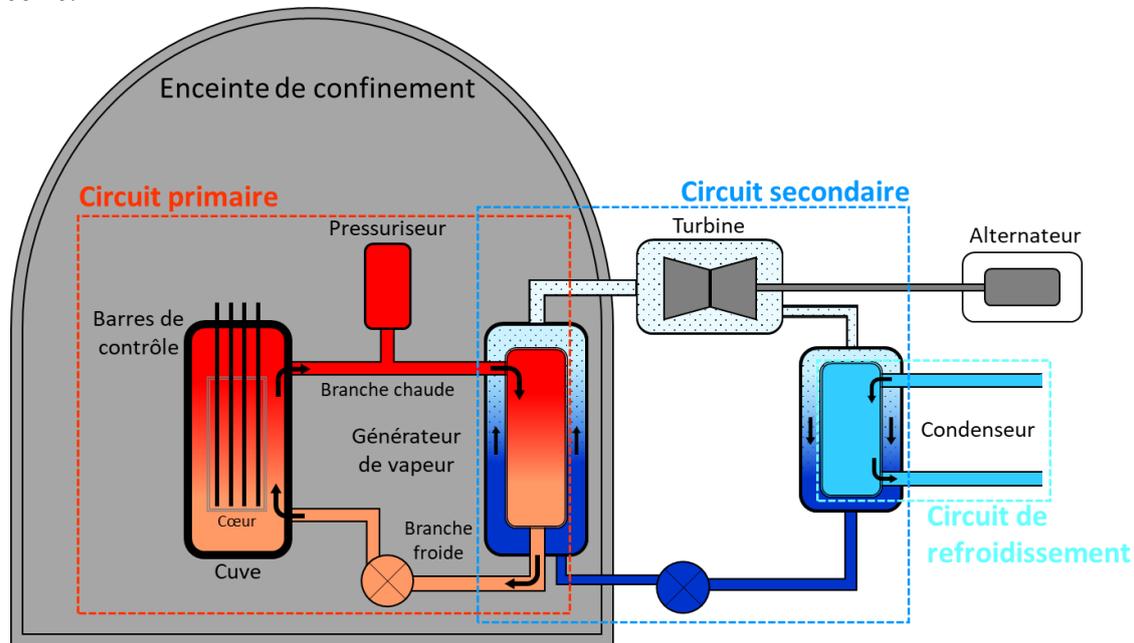


Figure 1-1 : Représentation schématique du fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée.

Il s'agit en France du seul type de réacteur nucléaire utilisé pour produire de l'électricité. À ce titre, depuis juin 2022, 56 réacteurs nucléaires, répartis sur 18 sites nucléaires, sont exploités en France par EDF (Electricité de France) [15].

Les réacteurs à eau pressurisés exploités ou en construction en France peuvent être divisés en 4 catégories :

- La catégorie 900 MWé, composée des paliers CP0, CP1 et CP2 ;
- La catégorie 1300 MWé, composée des palier P4 et P'4 ;
- La catégorie 1450 MWé, composée du palier N4 ;
- La catégorie 1650 MWé, composée du palier EPR.

1.1.2 Le combustible nucléaire

1.1.2.1 Le crayon combustible

Le cœur est l'endroit dans le réacteur nucléaire où les réactions de fissions ont lieu. Ces réactions sont permises par la présence de matière fissile en son sein.

Le combustible nucléaire des réacteurs à eau pressurisé se présente sous la forme de crayons combustibles, c'est-à-dire de longs tubes de métal, d'environ 4 m de long, dans lesquelles sont insérés plusieurs centaines de pastilles combustibles. La Figure 1-2 illustre comment est constitué un crayon combustible.

La pastille nucléaire est composée d'oxyde d'uranium (UOX) ou de plutonium (MOX, pour Mélange d'OXYdes). Il s'agit de céramiques au point de fusion très élevé (> 2000 °C)[16], mais avec une mauvaise conductivité thermique, par rapport

à de l'uranium métallique. Elle possède une forme quasiment cylindrique. Elle est légèrement évidée à sa base et à son sommet, pour compenser des phénomènes de dilatations qui arrivent, lorsque la pastille est soumise à un flux de neutrons pendant un certain temps, en son centre. Cet effet se nomme « effet Diabolo » [10]. Afin de faciliter leur insertion dans la gaine, un chanfrein est appliqué au sommet et à la base de la pastille. Une pastille combustible fait environ 8 mm de large pour 13 mm de haut [16]. Afin de mieux contrôler la réactivité du combustible (qui sera définie dans la section ci-après), lors de son chargement en réacteur, il est possible d'adjoindre du gadolinium au dioxyde d'uranium.

La gaine combustible est un long tube de métal, bouché à sa base, dans lequel vont s'empiler les pastilles nucléaires. La gaine est fabriquée en Zircaloy-4, un alliage métallique de zirconium, avec des traces d'étain, de chrome et de fer (de l'hafnium s'y trouve également, mais étant très neutrophage, il est considéré ici comme une impureté) [10]. Le Zircaloy-4 possède des propriétés mécaniques proches de celles de l'acier inoxydable, tout en réduisant les problèmes de corrosion sous contrainte. Il possède l'autre avantage d'être « transparent » pour les neutrons, c'est-à-dire qu'il n'est que très faiblement absorbant. Une alternative au Zircaloy-4, utilisée notamment dans les gaines combustibles des réacteurs nucléaires exploités en France, est l'alliage M5 [17], [18]. Cet alliage, où l'étain est remplacé par du niobium, permet d'obtenir une meilleure résistance à la corrosion, notamment sur de longues durées d'irradiation du combustible [19].

Enfin, pour maintenir en place les pastilles dans la gaine, un ressort en Inconel (alliage principalement composé de nickel, chrome et fer), placé entre la dernière pastille et le bouchon supérieur du crayon combustible, est utilisé [10]. Ce ressort, permet d'avoir un volume d'expansion au sein du crayon combustible. Ce volume d'expansion permet de contenir les gaz de fissions émis par les pastilles lors de leur séjour dans le cœur du réacteur, sans qu'ils ne dégradent la tenue de la gaine.

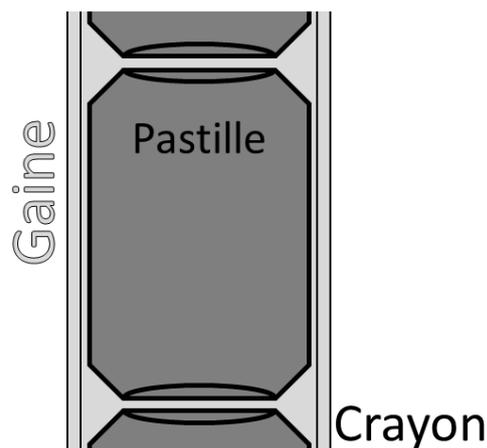


Figure 1-2 : Schéma représentant une fraction d'un crayon combustible.

Afin de maintenir les crayons combustibles en place dans la cuve du réacteur nucléaire, une structure métallique grillagée est utilisée. Cette structure s'appelle l'assemblage combustible.

1.1.2.2 L'assemblage combustible

L'assemblage combustible est un assemblage métallique qui maintient en place les crayons combustibles dans le cœur. Vue de dessus, l'assemblage combustible d'un REP français peut être vu comme une grille carrée de 17 x 17 (289) emplacements, aussi appelées cellules. Ces cellules peuvent accueillir de l'instrumentation (on parlera alors de tube d'instrumentation), des barres de contrôle (les cellules seront alors appelées des tubes guides), et des crayons combustibles. Jusqu'au palier EPR, la composition d'un assemblage combustible était de 264 crayons combustibles, 24 tubes guides et 1 tube d'instrumentation.

La Figure 1-3 représente un assemblage combustible UOX utilisé dans les réacteurs à eau pressurisée de 900 MWé, 1300 MWé et 1450 MWé. Il est à noter que les assemblages combustibles utilisés dans les EPR voient le tube d'instrumentation être remplacé par un crayon combustible.

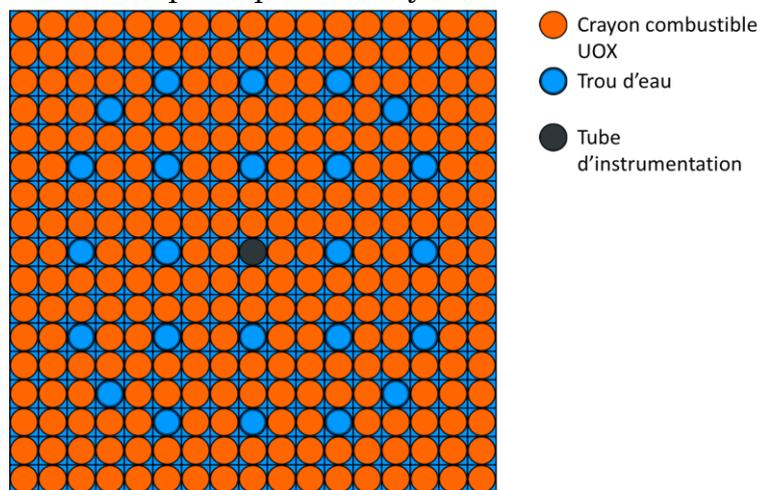


Figure 1-3 : Schéma d'un assemblage combustible UOX 17 x 17 tel qu'utilisé dans les réacteurs à eau pressurisée français [10].

Les assemblages combustibles maintiennent les crayons combustibles en place dans le réacteur par des grilles de mélanges. Ces grilles permettent de maintenir les crayons combustibles en place dans le réacteur lors de son fonctionnement et assurent un mélange de l'eau s'écoulant dans le cœur du réacteur.

Le cœur d'un réacteur est composé d'un arrangement d'assemblages combustibles arrangés de manière à constituer un massif cylindrique. Le nombre d'assemblage combustible qui compose un cœur, et donc la taille du cœur, varie en fonction de la puissance souhaitée. Par exemple, le cœur d'un réacteur de 900 MWé sera composé de 157 assemblages combustibles tandis qu'un cœur d'EPR possèdera 241 assemblages combustibles.

La Figure 1-4 illustre l'imbrication de ces différents éléments constituant une gestion combustible.

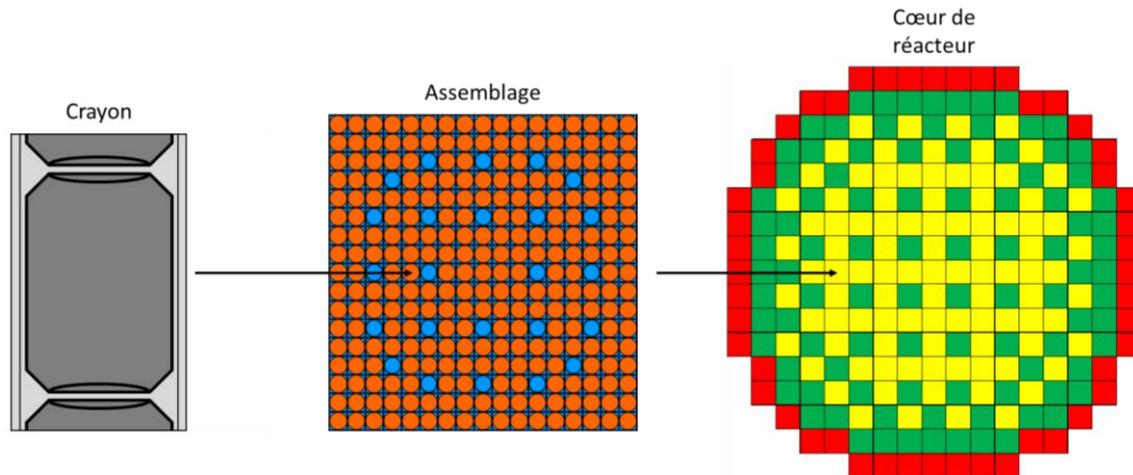


Figure 1-4 : Illustration, pour un cœur d'EPR, des différentes échelles entre les éléments.

Afin d'optimiser l'utilisation du combustible nucléaire, des logiques de chargement des assemblages combustibles existent. Appelées « plans de chargement », elles constituent, avec l'ensemble des assemblages combustibles qui constituent le cœur, une gestion combustible [10]. Les gestions combustibles peuvent différer entre elles par de nombreux facteurs : l'enrichissement en matière fissile du combustible, la présence, ou non, de poisons combustibles ou la manière de recharger le cœur, pour ne citer que ces paramètres. Le rechargement du cœur sera détaillé dans la partie .

Il a été discuté dans cette partie le principe de fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée, la composition du combustible nucléaire et sa mise en place dans le cœur de réacteur. Les réacteurs nucléaires sont des objets complexes à modéliser. Ils mettent en relation des échelles différentes, de l'ordre du femtomètre (10^{-15} m) pour les interactions entre les neutrons et les noyaux atomiques au mètre pour certains phénomènes physiques comme la circulation de l'eau dans le cœur du réacteur, mais aussi différentes échelles d'énergie, passant du MeV à l'eV, ou de temps, de la microseconde à l'année.

Des disciplines scientifiques, comme la physique des réacteurs ou la neutronique, cherchent à comprendre comment se déroulent les phénomènes physiques au sein de ces échelles et comment ces échelles interagissent entre elles.

1.1.3 Éléments d'exploitation des cœurs

Une gestion combustible peut être définie par sa finalité et par ses limites. Dans ce travail, la finalité de la gestion combustible est la suivante : proposer une gestion pérenne des matières nucléaires en stabilisant l'inventaire en plutonium dans le cycle du combustible. Pour être viable, la gestion combustible développée se doit de respecter les critères de fonctionnement du réacteur pour lequel elle est développée : un réacteur de type EPR.

La position des assemblages combustibles dans le cœur va influencer plusieurs choses. Une gestion combustible cherchant à lisser sa distribution de puissance positionnera ses assemblages combustible de sorte qu'ils produisent de l'énergie de

manière similaire. Elle cherchera alors à mettre ses assemblages combustibles les plus énergétiques en périphérie du cœur¹. À l’opposé, une gestion combustible souhaitant limiter la fluence de la cuve, c’est-à-dire la quantité de neutron interagissant avec l’acier de la cuve positionnera sur sa périphérie ses assemblages combustibles les moins réactifs, c’est-à-dire ceux produisant le flux de neutron le plus faible [9].

La gestion combustible développée dans ce travail est conçue pour un réacteur de type EPR, chargé à 100 % en combustible MIX. Son cœur est composé de 241 assemblages combustibles, il délivre une puissance de 1650 MWe. Elle vise à consommer du plutonium, dans une optique de stabilisation de son inventaire dans le cycle, conformément aux objectifs de la PPE [6].

Pour ce faire, elle utilise du combustible MIX, dont la teneur en plutonium et l’enrichissement en ^{235}U sont ajustés en fonction de la composition isotopique du plutonium, la longueur de cycle et le *burn-up*² de décharge visé. Le MIX peut être chargé totalement dans le cœur ou dans une gestion hybride avec de l’UOX, comme le combustible MOX.

Dans cette étude, le cœur du réacteur sera entièrement chargé avec du combustible MIX trizoné. La contrainte du trizonage est conservée. Elle permet de prendre en compte la réversibilité d’un assemblage combustible, c’est-à-dire le remplacement possible d’un assemblage MIX par un assemblage UOX, en cas d’aléa de fabrication ou en cours de transition d’un cœur 100 %UOX vers un cœur 100 %MIX.

1.1.3.1 Les longueurs de cycle et de campagne

La longueur de cycle correspond au taux d’irradiation ou à la durée, en jours équivalent pleine puissance (JEPP), du combustible au cours d’un cycle.

Un cycle correspond à un fonctionnement du réacteur à puissance nominale jusqu’à épuisement du bore soluble présent dans le circuit primaire [9]. Cette durée, appelée « longueur naturelle » et notée L_{nat} , peut être prolongée par un abaissement de la température du réacteur. La diminution de la température du circuit primaire va permettre au combustible de baisser en température et, par effet Doppler³, de gagner en réactivité.

¹ Ceci est dû au fait que, le cœur d’un réacteur nucléaire pouvant s’apparenter à un cylindre, sa distribution radial de flux, et donc de puissance, se modélise par une fonction de Bessel du premier ordre, qui est maximale en 0, c’est-à-dire au centre du réacteur.

² Le *burn-up*, également désigné dans cette thèse par les barbarismes « taux d’irradiation » ou « taux de combustion » [8] représente la combustion massique du combustible, c’est-à-dire la quantité d’énergie extraite du combustible rapportée à sa masse de noyaux lourds. Le *burn-up* de décharge est donc la quantité d’énergie extraite du combustible, rapportée à sa masse de noyaux lourds, pendant la totalité de son séjour en cœur, c’est-à-dire de son chargement à son déchargement.

³ L’effet Doppler désigne ici comment une variation en température va influencer sur la réactivité du combustible et modifier la cinétique de la réaction en chaîne. Simplement, du point de vue du neutron incident, la largeur en énergie des résonances d’absorption augmente avec la

Ce gain en réactivité permet de prolonger la campagne d'irradiation de quelques semaines [9]. Cet allongement de campagne est appelé « *stretch* » (« étirement » en anglais) tandis que la durée qui en résulte est appelée « longueur de cycle » et est notée L_{Cycle} .

1.1.3.2 Le fractionnement du cœur

La distribution de flux dans un cœur n'est pas homogène, elle est plus importante au centre que sur ses bords [8], ce qui signifie que les fissions sont plus fréquentes au centre du cœur que sur sa périphérie et donc que le combustible situé au centre s'irradie plus rapidement. Si tous les assemblages combustibles d'un cœur été déchargés en même temps, les assemblages centraux auraient un taux d'irradiation plus élevé que ceux en périphérie. Autrement dit, ils auraient plus fissionné, donc plus d'énergie que les assemblages périphériques. Dans cette configuration l'utilisation la matière fissile n'est pas optimale, puisque seule une partie du cœur, son centre, produit la majorité de l'énergie. Pour uniformiser le taux d'irradiation des assemblages combustibles, un fractionnement du cœur est proposé.

Le fractionnement du cœur permet, en le rechargeant à intervalles réguliers de nouveaux assemblages combustibles, d'uniformiser la répartition de l'irradiation dans le cœur. Par exemple, en fractionnant le cœur, il est possible de mettre en périphérie du cœur des assemblages contenant du combustible neuf et au centre ceux avec du combustible usé. En repositionnant les assemblages combustibles, il est possible de lisser la distribution de puissance et donc uniformiser le taux d'irradiation des assemblages combustibles, améliorant l'utilisation du combustible nucléaire.

La Figure 1-5 illustre qualitativement comment le fractionnement du cœur, pour un même enrichissement du combustible UOX, influe le *burn-up* de décharge du combustible.

température. Autrement dit, plus le réacteur est chaud, plus le neutron a de chances de se faire absorber avant d'atteindre un noyau fissile. Plus de détails sont disponibles dans [8].

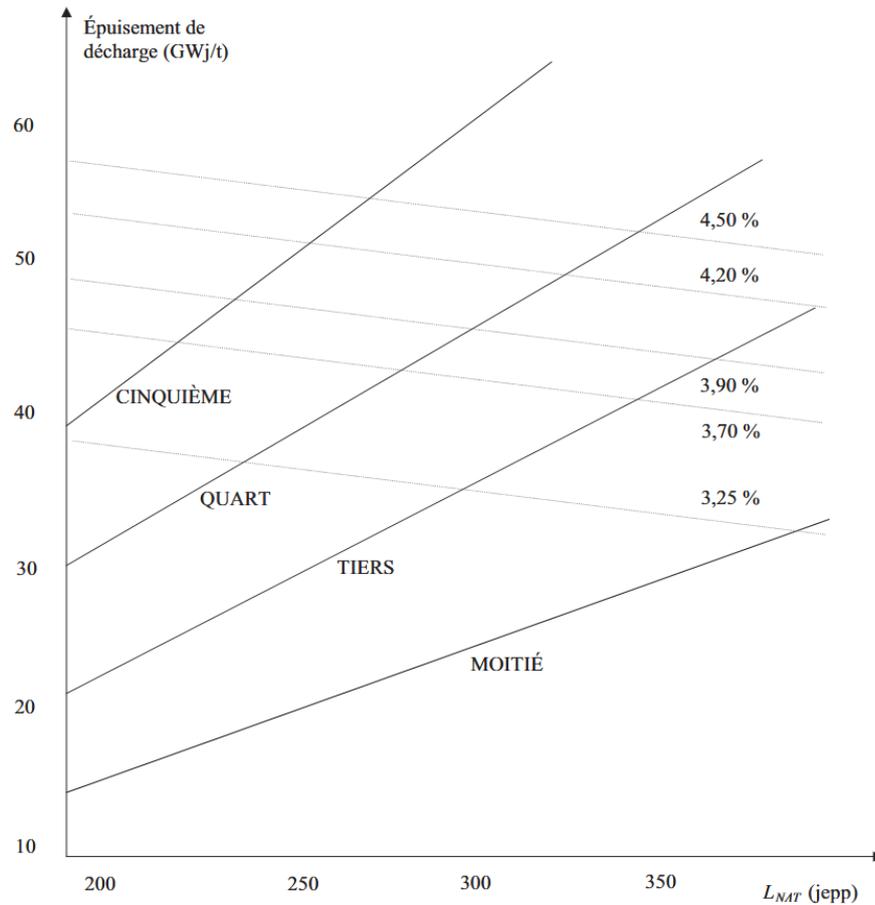


Figure 1-5 : Impact du fractionnement et de l'enrichissement en ^{235}U sur la longueur de campagne. Issu de [9].

La Figure 1-5 illustre comment, pour un enrichissement du combustible constant, le fractionnement va influencer la longueur de campagne ainsi que le *burn-up* de décharge, ici appelé « Epuisement de décharge ». La notion de « longueur de campagne », qui correspond à l'irradiation moyenne que peut supporter le cœur jusqu'à atteindre une concentration en bore nulle [9], sera détaillée dans la partie 3.2.1.

En augmentant le fractionnement du cœur, il sera possible d'atteindre des *burn-ups* de décharge plus élevés, ce qui permet de mieux utiliser le combustible, c'est-à-dire en extraire plus d'énergie. Ce fractionnement élevé ne peut se faire qu'au prix d'un rechargement régulier du cœur, donc de petites longueurs de campagne. Or, plus un cycle est long, moins le réacteur nécessite d'être rechargé régulièrement, ce qui améliore sa disponibilité.

Pour maximiser à la fois la longueur de campagne et le *burn-up* de décharge, une solution serait d'augmenter l'enrichissement du combustible UOX en ^{235}U . Toutefois, comme nous le verrons dans la partie 3.2, l'enrichissement du combustible conditionne le coût de fabrication du combustible et influe le coût du méga-watt-heure produit.

Ainsi pour l'exploitant, la définition d'une gestion combustible passe par la recherche d'un équilibre entre la disponibilité de son réacteur, l'efficacité d'utilisation de son combustible et le coût de production de l'énergie.

Le fractionnement du cœur définit donc la quantité d'assemblages combustibles à décharger et à charger dans le cœur entre chaque campagne. Pour chaque recharge, la position des assemblages combustibles est définie par le plan de chargement.

1.1.3.3 Plan de chargement

Un plan de chargement est la description d'un cœur de réacteur, en fonction des différents assemblages qui le composent et de leur position dans le cœur (au 1^{er} cycle, 2^{ème} cycle, etc.) à chaque cycle. Il porte en son sein des informations sur le fractionnement de cœur, la position des assemblages, le type d'assemblage combustible employé. La construction d'un plan de chargement repose sur la recherche d'une distribution homogène de puissance radiale, la plus plate possible.

La Figure 1-6 représente le plan de chargement retenu pour la gestion combustible 100 %MIX que nous considérerons par la suite.

Il s'agit d'un fractionnement dit « demi-tiers » du cœur du réacteur, c'est-à-dire que seule une partie des assemblages combustibles du deuxième cycle effectue un troisième séjour en réacteur. Les assemblages du premier et du deuxième tour sont placés en damier au centre du cœur, de sorte à homogénéiser la distribution de puissance. Dans notre situation, seule la moitié des assemblages du deuxième cycle réalisent un troisième cycle en cœur. Sur les 241 assemblages qui composent un cœur de réacteur de type EPR, nous en rechargeons en moyenne 96 par cycle.

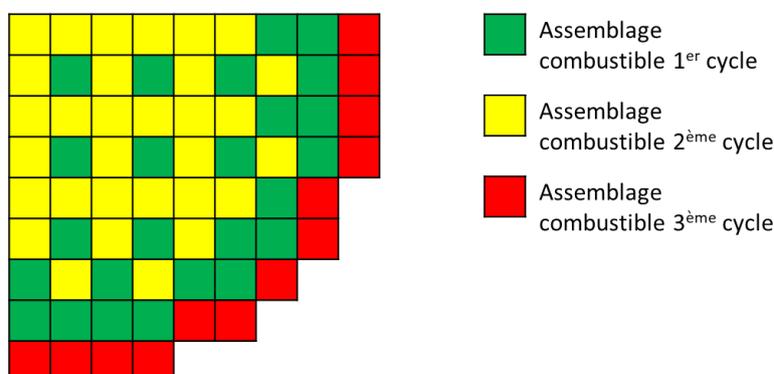


Figure 1-6 : Plan de chargement du cœur retenu pour cette étude.

Pour limiter la pression interne du crayon, les assemblages MIX du 3^{ème} cycle sont positionnés en périphérie du cœur, là où le flux de neutrons et donc la puissance sera le plus faible.

Le combustible MIX va produire au cours de son irradiation des produits de fissions (xénon, iode, krypton...) ainsi que des actinides mineurs (neptunium, américium, curium). Ces actinides mineurs réalisent des désintégrations α , c'est-à-dire émettent en se désintégrant des noyaux d'hélium (cf Tableau 1-2). Cet hélium gazeux, avec d'autres produits de fissions eux aussi gazeux, migrent depuis la pastille combustible et se retrouvent à l'intérieur de la gaine, ce qui augmente sa pression interne.

En positionnant les assemblages combustibles les plus irradiés en périphérie du cœur, nous limitons la production de produits de fissions gazeux et d'actinides mineurs, donc des désintégrations α . Ceci permet de diminuer l'augmentation de la pression interne du crayon combustible.

1.2 Le cycle du combustible

La partie présente va s'intéresser au cycle du combustible nucléaire, de sa création à partir de minerais extraits de mines à son déchargement des réacteurs et à son avenir après avoir été utilisé. Le cycle du combustible nucléaire peut se décomposer en deux parties : une partie amont, qui couvre les étapes allant à l'extraction du minerai d'uranium jusqu'à son chargement en cœur, et une partie aval, qui désigne le devenir du combustible nucléaire après son déchargement du réacteur.

La Figure 1-7 illustre le cycle du combustible nucléaire tel qu'il est réalisé en France.

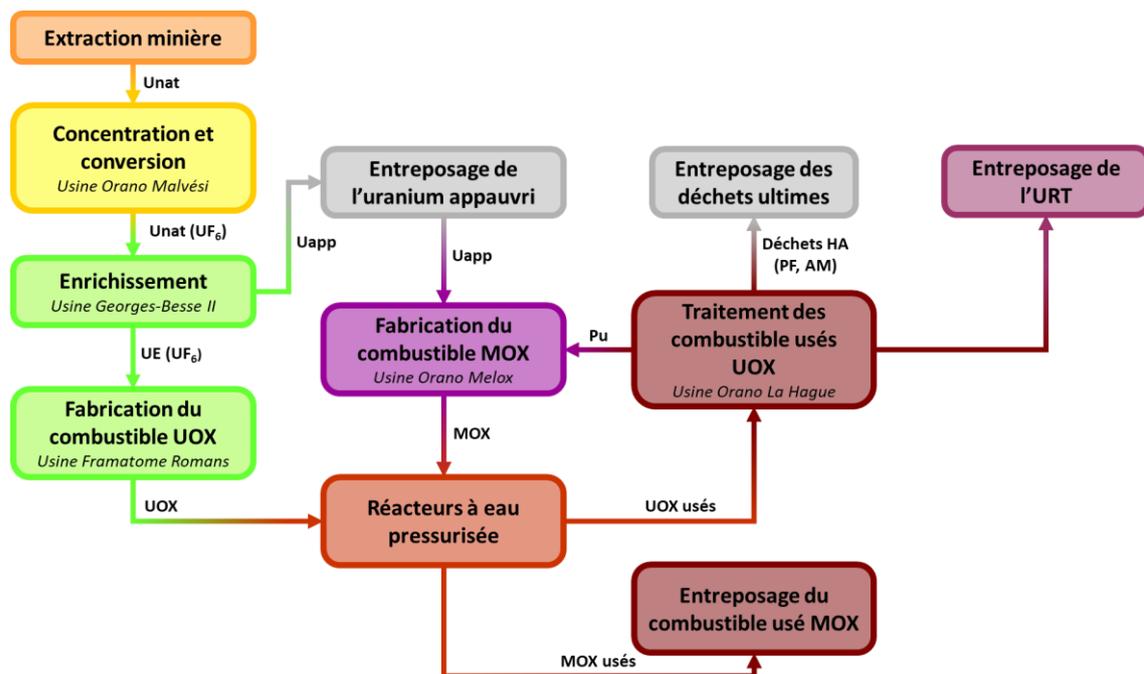


Figure 1-7 : Cycle du combustible nucléaire français [20].

Par la suite, les différentes parties du cycle du combustible sont détaillées.

1.2.1 L'amont du cycle du combustible

L'uranium, lors de son extraction minière, se trouve le plus souvent sous forme de pechblende [16], minerai contenant de l'oxyde d'uranium (UO_2 ou U_3O_8). D'autres minéraux contenant de l'uranium existent dans la nature, par exemple l'autunite ($Ca(UO_2)_2(PO_4)_2 \cdot 11 H_2O$), minerai fluorescent aux teintes jaunes et vertes [21]. Sauf mention contraire, des descriptions détaillées de chacune des étapes du cycle du combustible peuvent être trouvées dans [16].

Une fois le minerai extrait, il est concentré sous forme d'uranate ($(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7$ ou $\text{MgO} + 2 \text{UO}_3$), aussi connu sous le nom de *yellowcake*. Le *yellowcake* ressemble à une poudre jaune, avec une forte concentration d'uranium, entre 70 % et 75 % de la composition totale [16].

Puis vient l'étape de la conversion. il s'agit de transformer le concentré d'uranium en hexafluorure d'uranium (UF_6). L'hexafluoruration de l'uranium est réalisée par différents procédés chimiques. Deux se distinguent particulièrement : la voie sèche et la voie humide.

La voie sèche consiste tout d'abord en une réduction par dihydrogène (H_2) ou par ammoniac (NH_3) du concentré d'uranium. Cette réduction débouche sur du dioxyde d'uranium (UO_2). Par hydrofluoration (traitement chimique employant de l'acide fluorhydrique HF), l' UO_2 est transformé en UF_4 , tétrafluorure d'uranium. Une étape de fluoration permet ensuite d'obtenir de l'hexafluorure d'uranium (UF_6), qui sera utilisé dans la phase d'enrichissement gazeux grâce à une température de sublimation faible ($T_s = 56,5 \text{ }^\circ\text{C}$)

La voie humide va tout d'abord dissoudre les concentrés d'uranium dans de l'acide nitrique (HNO_3). Un mélange de dioxyde d'uranium et de nitrate, le nitrate d'uranyle ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$) est alors obtenu. Une purification de ce nitrate par TBP (tributylphosphate ou phosphate de tributyle, $(\text{C}_4\text{H}_9)_3\text{PO}_4$) puis une dénitrification chimique permettent d'obtenir de l' UO_3 (ou trioxyde d'uranium). Le trioxyde d'uranium va ensuite connaître les mêmes étapes de réduction et d'hydrofluoration décrite pour la voie sèche. La différence entre la voie humide et la voie sèche réside dans l'étape de purification des cristaux d' UF_6 . Pour la voie humide, cette étape est réalisée par l'utilisation de TBP, tandis que des colonnes de purification sont employés dans la voie sèche en fin de processus pour purifier les cristaux d' UF_6 .

L'enrichissement isotopique de l'uranium peut dès lors commencer. Cet enrichissement repose sur une séparation entre les noyaux d'uranium 235 et d'uranium 238, différant très légèrement en masse. L'uranium 235 étant fissile, l'enrichissement du combustible va chercher à augmenter sa proportion dans la composition isotopique de l'uranium. Pour cette étape, un procédé de diffusion gazeuse peut être employé. La diffusion gazeuse consiste à diffuser le gaz d' UF_6 à travers une barrière poreuse. Les molécules de gaz contenant de l'uranium 235 vont traverser plus rapidement cette barrière que les molécules à uranium 238. Le gaz se trouvant de l'autre côté de la barrière aura un contenu en uranium 235 légèrement plus élevé qu'avant la barrière. En répétant cette opération de nombreuses fois, il est possible d'atteindre des concentrations élevées d'uranium 235.

L'autre procédé employé est l'ultracentrifugation. Cette méthode se repose également sur la différence en masse entre les noyaux d'uranium 235 et d'uranium 238 et sur la répétition du processus de séparation. En mettant en rotation à très haute vitesse le gaz d' UF_6 , il est possible d'obtenir au sein de la centrifugeuse un gradient massique ; les molécules les plus lourdes se répartissent sur les bords de la centrifugeuse tandis que les plus légères se déplacent au centre de la centrifugeuse. Un système d'écofes tournantes sépare le mélange enrichi du

mélange appauvri. Le mélange enrichi est ensuite injecté dans une nouvelle centrifugeuse, qui va répéter cette opération.

Dans les deux situations de l'uranium appauvri en uranium 235 est produit. Cet uranium appauvri, noté U_{app} dans la suite de ce manuscrit, est entreposé, tandis que l'uranium naturel enrichi (UNE) va servir à produire du combustible UOX.

La fabrication de la pastille combustible peut alors commencer. Tout d'abord, l'hexafluorure d'uranium est réduit en dioxyde d'uranium. Puis l'oxyde obtenue est concassé puis granulé, avant d'être mis en forme de pastille. Cette pastille est ensuite chauffée à très haute température (environ 1700 °C [16]), ce qui va avoir pour effet de la densifier. Après un usinage des pastilles cuites et un contrôle qualité réussi, les pastilles combustibles sont insérées dans les crayons combustibles. Les crayons combustibles sont ensuite répartis dans les assemblages. Enfin, les assemblages combustibles sont transportés vers la centrale nucléaire et chargés dans le cœur des réacteurs.

Après son séjour en réacteur, l'assemblage combustible est stocké quelques temps dans la piscine combustible du réacteur nucléaire, pour les raisons discutées en partie 1.5.2, puis, en fonction de la stratégie du cycle du combustible est soit envoyé en stockage définitif, soit retraité.

1.2.2 Le cycle ouvert

Le cycle ouvert désigne une gestion des combustibles usés où tout ce qui compose le combustible utilisé est considéré comme un déchet. Ce cycle est illustré par la Figure 1-8. Une fois le combustible utilisé refroidi en piscine, il est entreposé plusieurs décennies (réduction de la puissance résiduelle) avant d'être envoyé dans un site de stockage définitif, par exemple un site de stockage géologique. Plusieurs pays, comme les Etats-Unis ou la Suède, ont fait le choix du cycle ouvert pour leur gestion des combustibles nucléaires usés.

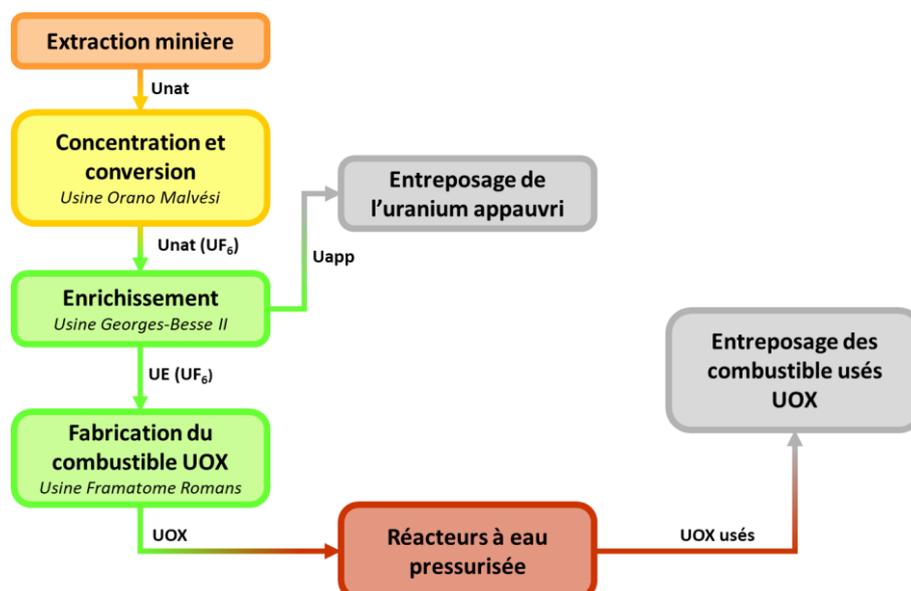


Figure 1-8 : Représentation schématique d'un cycle du combustible nucléaire ouvert. Issu de [22].

1.2.3 Le mono-recyclage du plutonium et de l'uranium

À la différence du cycle ouvert présenté précédemment, le mono-recyclage du plutonium propose une fermeture partielle du cycle du combustible. Lorsqu'un combustible UOX usé est déchargé d'un réacteur nucléaire, approximativement 95 % de sa masse est composée de matière recyclable. Cette matière recyclable est composée très majoritairement d'uranium (approximativement 95 % de la masse de métaux lourds dans le combustible UOX usé, avec 99 % d'uranium 238 et 1 % d'uranium 235) et d'un petit peu de plutonium (environ 1 %).

Pour valoriser le plutonium, il faut tout d'abord le séparer des autres éléments chimiques. Cette étape est réalisée dans une usine de retraitement, à l'instar de celle de La Hague, en Normandie, exploitée par Orano (voir Figure 1-7). Après un séjour en piscine combustible, où il a pu relâcher la majorité de sa chaleur résiduelle (cf 1.5.2), le combustible UOX usé est amené dans l'usine de retraitement. Là-bas, il est tout d'abord cisailé, ce qui permet de séparer la pastille combustible de sa gaine, puis dissous dans de l'acide nitrique. Un dissolvant rotatif permet de séparer les solides insolubles résiduels, comme des restes de zirconium ou des débris métalliques des assemblages combustibles, des matières nucléaires dissoutes [16]. Une fois séparés des autres composants du combustible, l'uranium et le plutonium sont extraits des autres éléments, comme les produits de fission ou les actinides mineurs, par dissolution organique en utilisant du TBP. De cette solution organique est extraite une solution uranium-plutonium. Enfin, le plutonium est extrait de la solution organique par oxydo-réduction. L'uranium et le plutonium, ainsi séparés, sont purifiés et concentrés pour pouvoir être utilisés à nouveau [23].

Le plutonium peut alors être directement utilisé pour la fabrication de combustible nucléaire. L'oxyde de plutonium (PuO_2) est mélangé à l'oxyde d'uranium appauvri (UO_2) pour former du combustible MOX. Les crayons combustibles MOX sont ensuite placés dans des assemblages combustibles destinés à séjourner en cœur. Une fois ces combustibles usés, ils sont entreposés dans l'attente d'une nouvelle valorisation future.

L'uranium obtenu après traitement des combustibles usés, prosaïquement nommé uranium de retraitement (URT), ne peut pas directement être réemployé comme combustible. En effet, même si sa fraction d'uranium 235 est plus élevée que dans l'uranium naturel (elle est de l'ordre du pourcent), elle n'est pas suffisante pour pouvoir être réutilisée sans enrichissement dans les réacteurs à eau pressurisée. L'URT passe de nouveau par des étapes de conversion et d'enrichissement avant de pouvoir être utilisé comme combustible : l'uranium de retraitement enrichi (URE). Ce combustible possède une composition isotopique différente de celle de l'uranium enrichi. Sa fraction en uranium 236 est notamment plus élevée. Or le ^{236}U étant un poison neutronique, l'enrichissement en ^{235}U de l'URE est plus élevé que pour l'UNE.

Le mono-recyclage du plutonium et de l'uranium permet, en valorisant ces matières nucléaires, de diminuer drastiquement la quantité de déchets ultimes produits après le déchargement d'un réacteur. En comparaison avec un cycle ouvert, qui produit (pour un parc de 63 GWe) environ 1200 t de déchets ultimes par an (du combustible UOX usé), un cycle fermé reposant sur le mono-recyclage réduit, grâce à la valorisation de l'uranium et du plutonium, la quantité de déchets ultimes (actinides mineurs et produits de fission) à seulement 50 t par an [22].

1.2.4 La fermeture du cycle et le multi-recyclage du plutonium

Si le mono-recyclage du plutonium et de l'uranium permet de réduire la quantité de déchets ultimes produit, il ne tranche pas sur le devenir des combustibles usés MOX et URE qui sont entreposés. Dans la stratégie du mono-recyclage du plutonium, les combustibles usés MOX, et le plutonium qui les compose, s'accumulent année après année (dans un parc équivalent au parc électronucléaire français, cette accumulation est estimée à 7,4 t/an [24]).

Pour stabiliser l'inventaire en plutonium du cycle du combustible, une nouvelle stratégie est nécessaire : le multi-recyclage du plutonium. Cette nouvelle stratégie peut se décliner en deux variantes : une reposant sur l'utilisation de réacteurs à neutrons thermiques, l'autre sur l'utilisation de réacteurs à neutrons rapides, comme les RNR-Na [25], [26].

1.2.4.1 En réacteur thermique

Le plutonium contenu dans les assemblages combustibles usés ne peut pas être directement réutilisé dans les réacteurs nucléaires. Le plutonium contenu dans le combustible MOX à la fin de son séjour en réacteur possède une qualité fissile trop faible pour pouvoir être directement utilisé en réacteur. Après le retraitement du plutonium, différentes approches sont possibles pour le réutiliser. Il est possible d'augmenter la teneur en plutonium du combustible dédié au multi-recyclage, ce qui augmente la quantité de matière fissile dans le combustible. Un enrichissement en matière fissile du combustible peut également être réalisé, par exemple en l'enrichissant avec de l'uranium 235 ou en mélange le plutonium issu du combustible MOX avec du plutonium « frais » issu du combustible UOX, qui possède une meilleure qualité fissile. Le chapitre 2 détaille les particularités du multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée et présente différents concepts de combustibles nucléaires développés pour consommer du plutonium dans les réacteurs thermiques.

1.2.4.2 En réacteur rapide

Le combustible nucléaire possède, comme cela a été vu en partie 1.5.1, la capacité de se régénérer. Ce phénomène repose notamment sur la transmutation de l'uranium 238, isotope fertile, en plutonium 239, noyau fissile. Dans les réacteurs à neutrons rapides, de par la nature des sections efficaces en spectre rapide, il est possible de régénérer autant de matière fissile qu'il en a été

consommé, voire sous certaines conditions d'en produire plus que le réacteur n'en consomme. Le réacteur nucléaire sera alors dit isogénérateur ou surgénérateur, selon qu'il produise autant ou plus de matière fissile qu'il n'en consomme [27]. Ce mécanisme de surgénération est possible grâce à un rapport $\frac{\sigma_f}{\sigma_c}$ plus élevé pour le plutonium 239 dans le domaine rapide [27] et une diminution des captures neutronique parasites, ce qui augmente le nombre de neutrons disponibles pour la réaction en chaîne et la conversion de l'uranium 238 en plutonium 239. S'ils sont produits en suffisamment grande quantité, les neutrons peuvent à la fois produire de nouvelles fissions et transmuter la matière fertile en matière fissile.

Un parc électronucléaire composé de réacteurs rapides peut mettre en place le multi-recyclage du plutonium, mais aussi de l'uranium appauvri. Grâce aux propriétés de régénération du combustible, il est donc possible de fermer le cycle du combustible, c'est-à-dire d'obtenir un cycle du combustible où l'extraction d'uranium naturel n'est plus nécessaire, car seul l' U_{app} est consommé (en France, pour un parc de 63 GWe, environ 7 400 tonnes sont produites par an [22]). Également, un parc où des réacteurs rapides consacrés à la fois à la production de plutonium et à son incinération pourrait être imaginé [23].

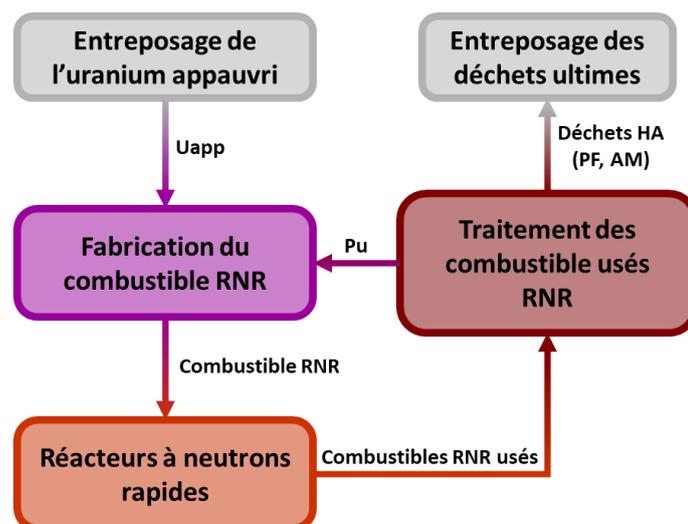


Figure 1-9 : Représentation schématique d'un cycle fermé, reposant des réacteurs à neutrons rapides (RNR). Issu de [22].

Cette notion de parc hybride, où une partie des réacteurs consomme ce que l'autre partie produit, notamment en plutonium, n'est pas propre aux réacteurs à neutrons rapides. En effet, il peut être envisagé un parc électronucléaire où des réacteurs rapides et thermiques coexisteraient, les premiers consommant du plutonium déjà multirecyclé dans les seconds. Ce faisant, les réacteurs rapides régénèreraient la qualité fissile du plutonium, qui pourrait être réutilisé dans les réacteurs thermiques [23], [28]. De plus, l'utilisation de la partie rapide du spectre neutronique permet de valoriser certains déchets nucléaires comme les actinides mineurs.

1.3 Radiotoxicité, gestion des déchets et fin de cycle

La radiotoxicité est une mesure de la toxicité d'un élément chimique liée à sa radioactivité. S'exprimant en sievert⁴ ou dans des unités dérivées, elle quantifie ici l'hypothétique dose que recevrait un individu ayant ingéré du combustible nucléaire usé. La mesure de la radiotoxicité permet de quantifier la dangerosité d'un combustible nucléaire usé. Les principaux contributeurs à la radiotoxicité sont le plutonium, les produits de fission et les actinides mineurs. La radiotoxicité décroît avec le temps, mais sur des échelles de temps très longues, plusieurs centaines de milliers d'années (cf. Figure 1-10) [30].

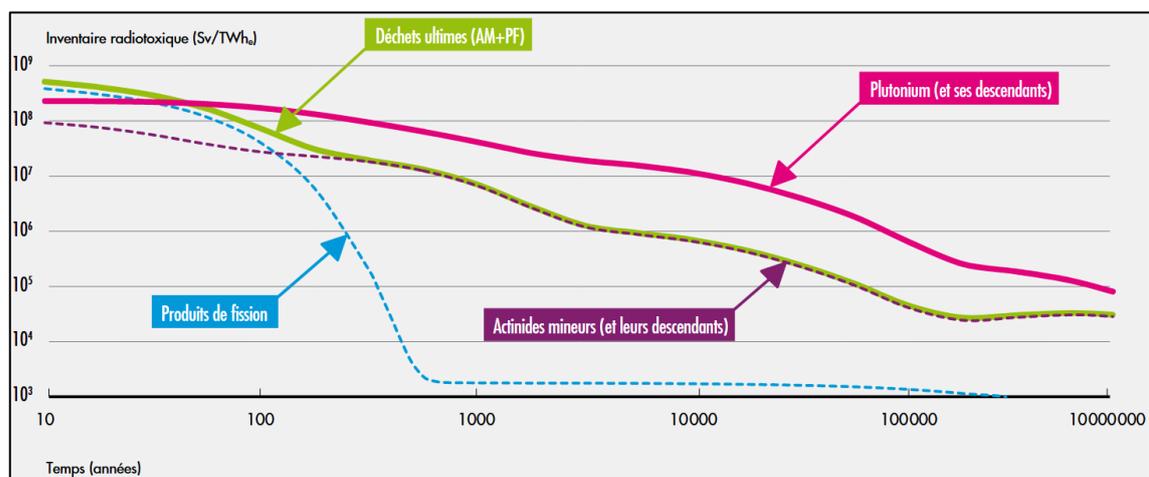


Figure 1-10 : Evolution dans le temps de l'inventaire radiotoxique des différents composants d'un combustible UOX irradié à 45 GWj/t. Extrait de [31].

La Figure 1-10 montre comment, en valorisant les différents éléments présents dans un combustible UOX usé, il est possible de réduire son inventaire radiotoxique. La radiotoxicité décroît au cours du temps, à cause de la décroissance radioactive des différents éléments chimiques présents dans le combustible UOX usé à son déchargement. Après déchargement, les contributeurs majoritaires à l'inventaire radiotoxiques sont les produits de fission, et ce pendant plusieurs décennies. Après que les produits de fissions ont décréu, trois scénarios différents existent en fonction de la stratégie du cycle sélectionnée.

Dans un cycle ouvert tout d'abord, où aucune séparation n'est réalisée, le plutonium porte la radiotoxicité de l'inventaire et ce pendant plus centaines de milliers d'années.

⁴ Le sievert est une unité de mesure de dose. La dose absorbée est une mesure de la quantité d'énergie déposée par un rayonnement ionisant dans une quantité de matière. Elle s'exprime en gray, noté Gy (1 Gy = 1 J/kg). Si le gray caractérise un dépôt d'énergie, il ne prend pas en compte la nature du rayonnement incident ou du tissu biologique impacté. Le sievert intègre ces informations-là par l'utilisation de facteurs de pondération. La dose équivalente dépend de la nature du rayonnement ionisant et la dose efficace du type de tissu biologique ionisé [29].

Si le plutonium est valorisé, par exemple par son (mono- ou multi-) recyclage, il est possible de diminuer l'inventaire radiotoxique d'environ un facteur 10 et donc d'atteindre une radiotoxicité de 10^5 Sv/TWh, 10 fois plus rapidement.

Enfin, une valorisation des actinides mineurs permettrait de réduire drastiquement l'inventaire radiotoxique du combustible UOX usé, puisque la radiotoxicité ne serait alors plus que portée par les produits de fission.

Les déchets nucléaires sont des substances radioactives qui n'ont pas d'utilité prévue ou envisagée. En France, l'article de loi L. 542-13-2 du code de l'environnement [32] stipule que c'est l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ANS), autorité indépendante depuis la loi du 26 juin 2006 [33], qui contrôle le statut de déchet nucléaire et qui est à même de qualifier si une matière nucléaire doit être requalifié en déchet. Ceux qualifiés d'« ultimes » ne peuvent être ni valorisés ni voir leur radiotoxicité réduite par les moyens technologiques actuels [34]. Cependant, les déchets ultimes ne sont pas tous de même nature, et une classification s'avère nécessaire pour les départager. À ce titre, l'Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) établit tous les cinq ans, comme le stipule l'article de loi L. 542-12 [35], un inventaire national des matières et des déchets radioactifs. En ce qui concerne les déchets radioactifs, elle propose une classification présentée dans le Tableau 1-1.

Les déchets ultimes correspondent aux déchets de haute activité (HA), c'est-à-dire les produits de fissions et les actinides mineurs, dans des sites d'enfouissement géologiques profonds. En France, c'est le site de Cigéo (Centre industriel de stockage géologique), entre la Meuse et la Haute-Marne, qui a été retenu pour contenir les déchets HA, mais aussi les MA-VL (Moyenne Activité – Vie Longue). Le projet Cigéo prévoit l'enfouissement à 500 m de profondeur de ces déchets dans une couche d'argile étanche. D'autres sites d'enfouissements géologiques profonds existent dans le monde, par exemple celui d'Onkalo [36], près de la centrale nucléaire d'Olkiluoto, en Finlande, le laboratoire HADES [37], à Mol en Belgique ou le WIPP (*Waste Isolation Pilot Plant*), dans le Nouveau-Mexique aux Etats-Unis [38]

Tableau 1-1 : Classification des déchets nucléaires et gestions proposées par l'ANDRA [39].

		Période radioactive		
		Vie très courte (période radioactive < 100 jours)	Principalement vie courte (période radioactive < 31 ans)	Principalement vie longue (période radioactive > 31 ans)
Activité (Bq/g)	Très faibles activité (< 100 Bq/g)	VTC Gestion par décroissance radioactive	TFA Stockage de surface	
	Faible activité (entre 100 Bq/g et 106 Bq/g)		FMA-VC Stockage de surface	FA-VL Stockage à faible profondeur
	Moyenne activité (entre 106 Bq/g et 109 Bq/g)			MA-VL HA Stockage géologique profond
	Haute activité (> 109 Bq/g)	X		

1.4 Éléments de neutronique et de physique des réacteurs

Les parties précédentes proposaient une introduction rapide sur les réacteurs nucléaires à eau pressurisée ainsi qu'au cycle du combustible, illustrant la complexité en termes d'échelles physiques à traiter.

Deux disciplines scientifiques émergent de ce constat : la neutronique, soit « l'étude du cheminement des neutrons dans la matière et des réactions qu'ils y induisent » [40], qui constitue une sous-branche de la physique nucléaire ; et la physique des réacteurs, qui est l'application de la physique nucléaire aux réacteurs nucléaires, à la compréhension et à la modélisation des phénomènes physiques, comme la réaction en chaîne de fission nucléaire, se produisant en leur sein [41].

1.4.1 Les interactions neutron-matière

Lorsqu'un neutron traverse la matière, il est susceptible d'interagir avec, c'est-à-dire d'être diffusé ou absorbé par un noyau. Les différentes interactions que peut avoir un neutron avec un noyau peuvent être rangées en trois catégories.

La *diffusion*, qui englobe toute réaction réémettant un neutron au moins. Elle est dite élastique si seul un transfert d'énergie entre le neutron et le noyau est opéré, et inélastique s'il change d'état (par exemple s'il passe à l'état excité). C'est cette réaction qui est favorisée dans le modérateur d'un réacteur à neutron thermiques.

La *fission*, qui, après absorption du neutron incident par un noyau, conduit à la fission du noyau composé obtenu. Deux noyaux plus légers, les produits de fission (abrégés en PF) sont alors obtenus, ainsi que plusieurs neutrons et environ

200 MeV sont libérés sous forme d'énergie cinétique. Entre 2 et 3 neutrons sont produits à la suite d'une fission, ce nombre est noté ν .

La *capture*, enfin, qui regroupe les absorptions de neutron ne résultant pas sur une fission. La capture neutronique va modifier la nature du noyau, en l'alourdissant du neutron capturé. Le noyau produit va l'être dans un état excité et va être un rayonnement γ pour revenir à son état fondamental (ou à un niveau d'énergie plus proche de ce dernier), en conséquence la capture neutronique est souvent notée (n, γ) . D'autres réactions de capture existent, elles peuvent déboucher sur l'émission par le noyau fils de plusieurs neutrons (par exemple 2 neutrons pour une réaction $(n, 2n)$) ou une particule α (réaction (n, α) ; la particule α correspond à un noyau d'hélium ${}^4_2\text{He}$).

La probabilité que va avoir un neutron d'interagir avec la matière va dépendre de son énergie cinétique E et du noyau avec lequel il rentre en interaction. Cette probabilité d'interaction entre un neutron et la matière se nomme section efficace et se note $\sigma(E)$. Elle s'exprime en barns (symbole « b », $1 \text{ b} = 10^{-24} \text{ cm}^2$). Dans un volume de matière composé de noyaux avec une concentration N , la probabilité d'interaction entre un neutron et un des noyaux du milieu va dépendre de la probabilité d'interaction avec chacun des noyaux du milieu et la concentration des noyaux. Cette section efficace est dite *macroscopique* et se note $\Sigma(E) = N\sigma(E)$ (réciproquement, σ sera dite *microscopique*).

Dans un réacteur nucléaire, les neutrons sont présents en grande quantité, tant est si bien qu'il est possible de les assimiler à un « fluide » continu, comme un gaz [8]. Dans la matière d'un réacteur nucléaire, les neutrons vont se déplacer de manière aléatoire et rectiligne, c'est-à-dire qu'ils ne vont pas changer de trajectoire entre deux interactions avec la matière, par exemple entre deux collisions.

Cette densité de neutrons, notée n , se déplace avec une vitesse v . Le produit entre ces deux grandeurs se nomme « flux » et se note $\phi(E) = nv(E)$. Le flux neutronique dépend également de la position \vec{r} et de la direction $\vec{\Omega}$ des neutrons dans le volume étudié (ces dépendances seront explicitées par la suite).

Finalement, la quantité d'interactions par unité de temps, pour une énergie incidente donnée E entre la densité de neutrons et la quantité de matière se nomme « taux de réaction » et se note $\tau = \Sigma(E)\phi(E) = N\sigma(E)nv(e)$. Ce taux de réaction se décline pour chacune des interactions possibles entre un neutron et un noyau.

La dépendance en énergie des sections efficaces microscopiques de capture et de fissions des principaux isotopes de l'uranium et du plutonium sont affichés dans les Figure 1-11 et Figure 1-12 ci-dessous.

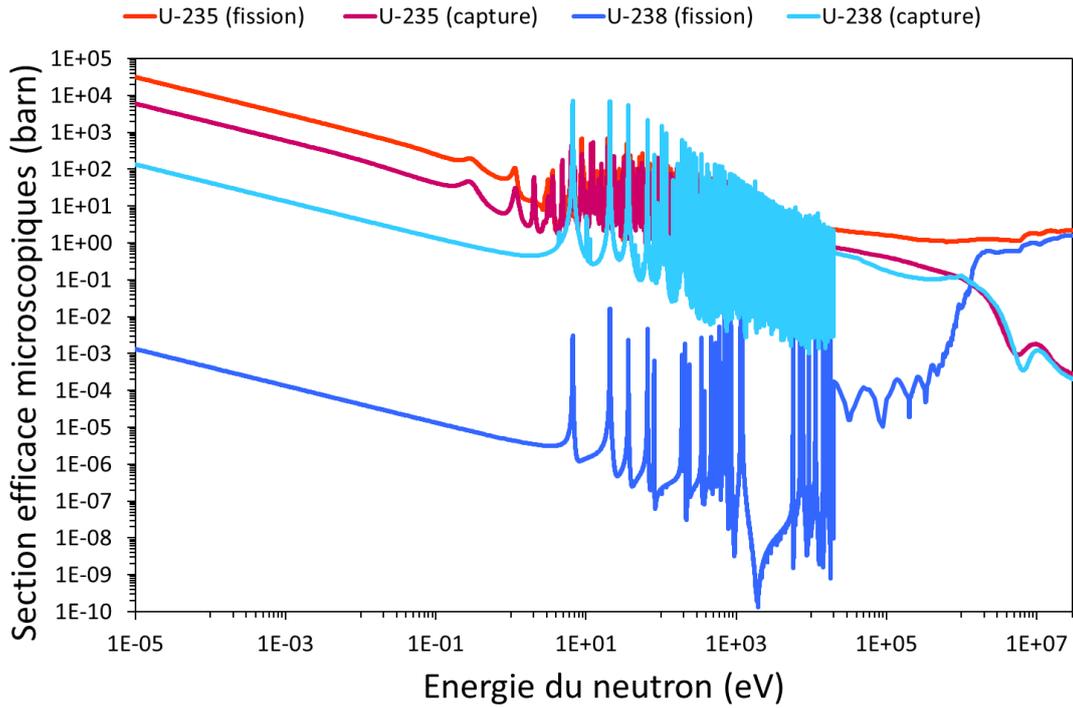


Figure 1-11 : Graphique logarithmique-logarithmique représentant l'évolution des sections efficaces microscopiques de fission et de capture de ^{235}U et de ^{238}U en fonction de l'énergie du neutron, issues de JEFF-3.2 [42].

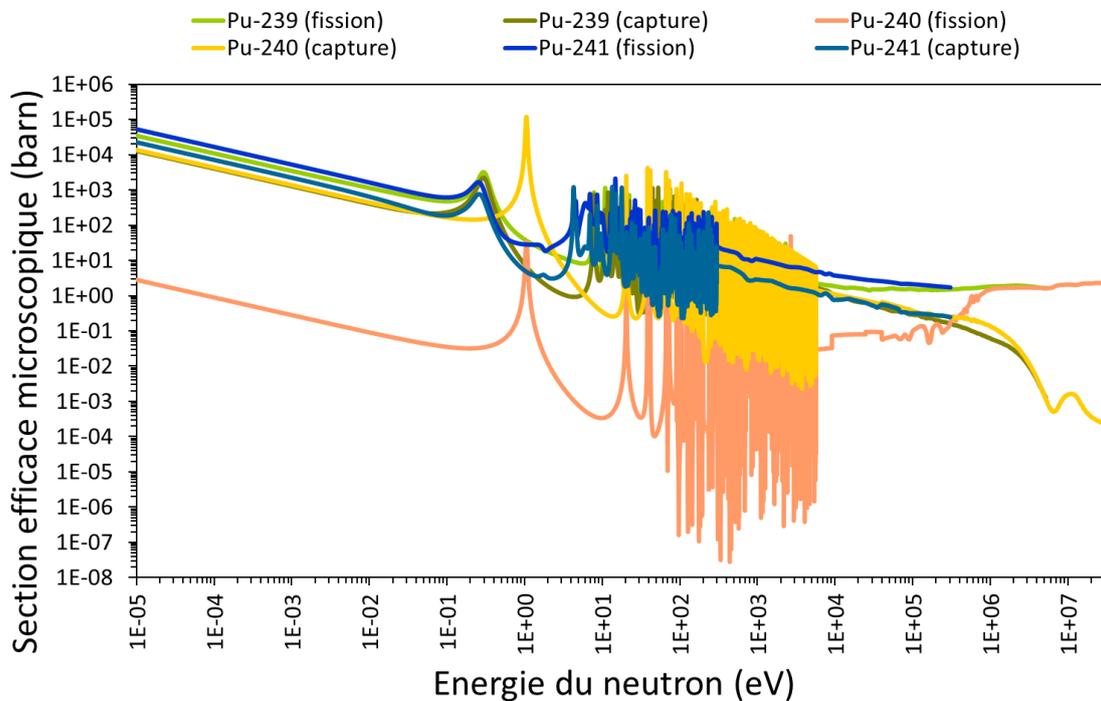


Figure 1-12 : Graphique logarithmique-logarithmique représentant l'évolution des sections efficaces microscopiques de fission et de capture de ^{239}Pu , ^{240}Pu et ^{241}Pu en fonction de l'énergie incidente du neutron, issues de JEFF-3.2 [42].

Il est possible de constater sur la Figure 1-11 comme sur la Figure 1-12 la forte dépendance en énergie des sections efficaces, avec une évolution inverse avec l'énergie cinétique du neutron dans le domaine thermique ($E < 1 \text{ eV}$).

La Figure 1-12 montre tout d'abord que les noyaux fissiles du plutonium, le plutonium 239 et le plutonium 241, ont des sections efficaces microscopiques de fission du même ordre de grandeur ($> 10^2 \text{ eV}$) que l'uranium 235 dans le domaine thermique. Cette caractéristique ouvre la voie à l'utilisation du plutonium comme combustible nucléaire dans les réacteurs à neutrons thermiques. La proportion de ^{239}Pu et ^{241}Pu sur la quantité totale de Pu est appelée « qualité fissile ». Il est également possible de constater sur la figure ci-dessus l'important résonance de capture du plutonium 240 (environ 10^5 b à 1 eV). En capturant un neutron, le plutonium 240 devient du plutonium 241, noyau fissile. Cette résonance de capture aura d'autres conséquences sur le fonctionnement des réacteurs à eau pressurisée, qui seront discutées dans la partie 2.1.3.

1.4.2 L'équation du transport

Les taux de réactions permettent d'introduire des variations dans la population de neutrons étudiée. Soit l'étude d'une population de neutron conscrite dans un volume élémentaire d^3r , à une position \vec{r} , d'énergie E et qui se déplacent le long de la direction $\vec{\Omega}$.

Dans un intervalle de temps dt , il est possible de schématiser la variation de la quantité de neutron dans le volume élémentaire comme ceci :

$$n(t + dt) - n(t) \propto \Sigma_s(E)\phi(E) + \nu\Sigma_f(E)\phi(E) - \Sigma_t(E)\phi(E) - \text{div}(\psi(E)\vec{\Omega} \cdot \vec{n})$$

Cette équation de bilan peut être découpée en deux parties : une partie *contributive* à la quantité de neutrons et une partie *destructive*.

La partie contributive est composée de deux termes : la production de neutrons par fission et la diffusion de neutron à l'énergie E .

La première interaction neutron-matière contributive est la diffusion des neutrons. Des neutrons peuvent atteindre l'énergie cinétique E par diffusion (*scattering* en anglais, ce qui donne l'indice s). Par diffusion, un neutron, à une énergie cinétique initiale E' et une direction initiale $\vec{\Omega}'$, a une probabilité d'atteindre par diffusion l'énergie E et la direction $\vec{\Omega}$. Cette probabilité se traduit par la section efficace macroscopique de diffusion, notée $\Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, t)$. La contribution de la diffusion à la quantité de neutron s'obtient en intégrant cette section efficace à la fois sur l'énergie et sur la totalité des directions de l'espace, comme le montre la formule ci-dessous :

$$\int_{4\pi} \int_0^\infty \Sigma_s(\vec{r}, (E', \vec{\Omega}') \rightarrow (E, \vec{\Omega}), t) \psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) dE' d\Omega' d^3r = \mathcal{A}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r$$

où $\psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$ représente le flux angulaire neutronique.

Une deuxième interaction neutron-matière contributive est la production de neutron par fission⁵. En plus de la production de neutron par diffusion élastique, des neutrons peuvent être produits par fission. Cette probabilité se traduit là aussi par la section efficace macroscopique de fission $\Sigma_f(\vec{r}, E', t)$. La contribution de la fission⁶ au bilan neutronique est donnée par la formule suivante :

$$\frac{\chi(E)}{4\pi} \int_{4\pi} \int_0^\infty v \Sigma_f(\vec{r}, E', t) \psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) dE' d\Omega' d^3r = \mathcal{B}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r$$

avec $\chi(E)$ le spectre de fission, c'est-à-dire la densité de probabilité qu'un neutron produit par fission soit d'énergie E .

La partie destructive peut également être étudiée en deux temps.

Tout d'abord, les neutrons interagissent avec la matière présente dans le volume élémentaire étudié. Ils peuvent être absorbés ou transférés à une autre énergie et une autre direction que celles étudiées. Cette probabilité de sortir du domaine étudié est caractérisée par la section efficace macroscopique totale, notée $\Sigma_t(\vec{r}, E, t)$, qui regroupent l'ensemble des réactions neutron-matière. Ce terme-ci se note :

$$\Sigma_t(\vec{r}, E, t) \psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r = \mathcal{C}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r$$

Ensuite, les neutrons peuvent également quitter le volume élémentaire étudié. En se positionnant sur une des surfaces du volume élémentaire, il est possible de définir un « courant », c'est-à-dire une quantité de neutron n , avec une direction $\vec{\Omega}$ et une vitesse v , traversant l'élément de surface élémentaire d^2r . Intégré sur l'ensemble de la surface étudiée, le courant se note :

$$nv(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) (\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) d^2r = \psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) (\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) d^2r = \vec{J} \cdot \vec{n} d^2r$$

où \vec{n} est la normale à l'élément de surface étudiée et $\vec{J} = \psi \vec{\Omega}$ le courant.

Le courant \vec{J} exprime le bilan net des neutrons traversants la surface du domaine étudié. Le vecteur courant peut être décomposé en un courant sortant et un courant rentrant. Le courant sortant J_+ représente la quantité par unité de temps de neutrons sortants et le courant rentrant J_- la quantité entrante.

En intégrant sur l'ensemble de l'enveloppe du volume élémentaire étudié et en utilisant le théorème de la divergence, il est possible d'obtenir la densité de neutrons quittant le volume étudié, autrement dit les fuites :

⁵ Aucune distinction n'est faite ici pour différencier les neutrons prompts des neutrons retardés. Un neutron retardé est un neutron qui provient de la désintégration d'un produit de fissions ou d'un noyau lourd. Lorsqu'un noyau fils obtenu à la suite d'une désintégration β^- se trouve dans un état excité, il peut émettre un neutron pour abaisser son niveau d'énergie. Ce neutron correspond à un neutron retardé.

⁶ Les deux formules présentées ici ne sont pas les seules qui peuvent contribuer positivement à la quantité de neutron. Par exemple, il peut y avoir la présence d'une source externe au système étudié, qui l'approvisionne en neutrons.

$$\begin{aligned}\vec{j} d^2r &= \text{div}(\vec{j})d^3r = \text{div}(\psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \vec{\Omega})d^3r = \vec{\Omega} \cdot \text{div}(\psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)) d^3r \\ &= \vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla}(\psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)) d^3r = \mathcal{D}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)d^3r\end{aligned}$$

Enfin, l'équation de Boltzmann permet d'exprimer la dérivée temporelle de la densité de neutrons comme la somme des contributions et des destructions présentées précédemment :

$$\begin{aligned}n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t + dt) - n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) &\approx \frac{\partial}{\partial t} n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \\ &= \frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} \psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) = \mathcal{A} + \mathcal{B} - \mathcal{C} - \mathcal{D}\end{aligned}$$

Cette équation est complexe à résoudre et différentes simplifications peuvent être utilisées pour obtenir une expression analytique du flux de neutrons. Par exemple, sous l'hypothèse que le flux de neutron est stationnaire, c'est-à-dire qu'il ne dépend pas du temps, il est possible d'éliminer la dérivée temporelle de l'équation ci-dessus. Ce faisant il est possible de résoudre l'équation du transport, en régime stationnaire, qui s'écrit :

$$\begin{aligned}\mathcal{C}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) + \mathcal{D}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) &= \mathcal{A}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) + \mathcal{B}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \\ \Leftrightarrow (\vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} + \Sigma_t(\vec{r}, E)) \psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) &= \mathcal{A}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) + \frac{1}{k} \mathcal{B}(\vec{r}, E, \vec{\Omega})\end{aligned}$$

Un coefficient de multiplication noté k est introduit dans l'équation ci-dessus, il correspond à l'inverse de la valeur propre de l'opérateur de fission \mathcal{B} . Ce coefficient de multiplication, qui sera détaillé dans la section 1.4.4, permet de ramener l'équation du transport à un problème à valeur propre. En procédant ainsi, l'équation du transport peut être utilisée pour résoudre des problèmes liés aux calculs de fonctionnement et de sûreté des réacteurs nucléaires [43].

La résolution de l'équation du transport, même simplifiée comme ici, n'en reste pas moins un exercice complexe. Deux familles de méthodes de résolution de cette méthode existent. Les méthodes stochastiques et les méthodes déterministes. Les premières permettent de résoudre le problème étudié avec un minimum d'approximations. Toutefois, elles requièrent un grand nombre de simulations et les résultats produits sont accompagné d'une incertitude statistique. Les secondes nécessitent de discrétiser l'équation du transport, ce qui peut aboutir à une approximation du résultat obtenu, mais permettent d'obtenir des résultats précis rapidement (en comparaison avec une méthode stochastique).

Une autre approximation possible est celle de l'énergie. Jusqu'à présent, les équations présentées l'énergie cinétique des neutrons E comme une grandeur continue. Si les méthodes stochastiques, qui simulent « la vie » des neutrons, peuvent s'affranchir d'approximation sur l'énergie, puisqu'elles moyennent une grande quantité de trajectoires, ce n'est pas le cas des méthodes déterministes. Ces méthodes vont chercher à discrétiser le problème, autrement dit à le décomposer en une somme de sous-problèmes plus petits et plus simples à résoudre. De ce fait,

elles vont souhaiter découper le domaine énergétique du problème en plusieurs sous-domaines.

Chaque région d'énergie créée par le découpage est appelée « groupe ». L'équation du transport est ensuite intégrée en énergie sur chacun de ces groupes. Cela permet de décomposer le problème initial, multicinétique, en une succession de problèmes monocinétiques. La répartition de la population de neutron peut se visualiser alors à partir d'un spectre neutronique, c'est-à-dire un histogramme de la répartition de la population de neutron en fonction de leur groupe d'énergie, représentée à travers le flux neutronique (des exemples de spectres seront donnés dans le chapitre 2)

Ce travail de thèse repose sur des outils de calculs résolvant l'équation du transport par des méthodes déterministes. La résolution de l'équation du transport par ces méthodes peut se faire de plusieurs manières. Pour ne citer qu'elles, il existe la méthode des ordonnées discrètes, dites « S_N » [40] et la méthode des harmoniques sphériques, aussi appelée « P_N » [44], qui existe dans une version simplifiée « SP_N » [45]. Une autre manière de simplifier l'équation du transport est d'utiliser l'approximation de la diffusion, qui est présentée ci-après.

1.4.3 L'équation de la diffusion

L'approximation de la diffusion permet de simplifier l'équation du transport en représentant le transport des neutrons par un opérateur laplacien.

Dans cette partie, pour simplifier la rédaction, les neutrons sont définis monocinétiques, ils ont une unique vitesse. Cette hypothèse fonctionne notamment lorsque l'on s'intéresse aux neutrons thermiques dans un réacteur à eau pressurisée.

Toujours dans un volume élémentaire, la quantité de neutrons en fonction du temps, notée $N(t)$, peut s'exprimer alors en fonction du flux de neutrons ϕ , et de leur vitesse ($\phi = nv$) (flux et densité sont intégrés sur l'ensemble des directions $\vec{\Omega}$) :

$$N(t) = \int \frac{1}{v} \phi(\vec{r}, t) d^3r$$

Pendant une durée dt , dans un domaine quelconque de l'espace, la densité de neutrons $N(t)$ peut varier en fonction de trois phénomènes différentes :

- Des sources $S(\vec{r}, t)$, qui vont faire croître la densité de neutrons, par exemple des fissions ;

$$\mathcal{P} = \int S(\vec{r}, t) d^3r dt$$

- Des absorptions $\Sigma_a(\vec{r})\phi(\vec{r}, t)$, qui vont faire décroître la densité de neutrons⁷ ;

$$\mathcal{Q} = \int \Sigma_a(\vec{r})\phi(\vec{r}, t) d^3r dt$$

⁷ Ici les diffusions sont négligées, elles n'impactent pas la vitesse des neutrons à cause de l'hypothèse monocinétique ni la densité de neutrons dans le domaine étudié.

- Des entrées et sorties de neutrons, qui vont contribuer à faire croître ou décroître $N(t)$.

$$\mathcal{R} = \int \vec{J}(\vec{r}, t) dS dt = \int \text{div}(\vec{J}(\vec{r}, t)) d^3r dt$$

B est positif si les sorties sont supérieures aux entrées et négatif dans le cas contraire.

Le bilan sur le domaine étudié entre les quantités $N(t)$ et $N(t + dt)$, c'est-à-dire la variation de la densité de neutrons pendant la durée dt , se note alors :

$$\begin{aligned} N(t + dt) - N(t) &= \mathcal{P} - \mathcal{Q} - \mathcal{R} \\ \Leftrightarrow \frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} \phi(\vec{r}, t) &= S(\vec{r}, t) - \Sigma_a(\vec{r}) \phi(\vec{r}, t) - \text{div}(\vec{J}(\vec{r}, t)) \end{aligned}$$

Deux inconnues demeurent dans ce problème : le flux de neutrons ϕ mais aussi le courant neutronique \vec{J} . La résolution de cette équation repose sur la loi de Fick, qui traduit la relation existante entre un flux et une concentration de matière.

La loi de Fick stipule que le flux de matière s'oppose proportionnellement au gradient de concentration⁸ et se note :

$$\vec{J}(\vec{r}, t) = -D(\vec{r}) \vec{\nabla} \phi(\vec{r}, t)$$

où D est le coefficient de diffusion, une constante qui dépend du milieu.

En neutronique, cette situation est transposable au courant \vec{J} et au flux de neutrons ϕ , sous couvert de quelques hypothèses : tout d'abord le milieu étudié est infini et globalement uniforme (la section efficace Σ_t ne varie pas ou peu autour de la position \vec{r}). Ensuite, il n'y a pas de sources ponctuelles de neutrons dans le milieu et la diffusion est isotrope ($\Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, t) = \frac{1}{4\pi} \Sigma_s(\vec{r}, t)$). Enfin le flux varie lentement avec la position \vec{r} .

En injectant cette équation dans l'équation bilan décrite ci-dessus, l'équation suivante, dite équation de la diffusion, est obtenue :

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} \phi(\vec{r}, t) &= S(\vec{r}, t) - \Sigma_a(\vec{r}) \phi(\vec{r}, t) - \text{div}(-D(\vec{r}) \vec{\nabla} \phi(\vec{r}, t)) \\ \Leftrightarrow \frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} \phi(\vec{r}, t) &= S(\vec{r}, t) - \Sigma_a \phi(\vec{r}, t) + D \cdot \Delta \phi(\vec{r}, t) \end{aligned}$$

En connaissant les conditions aux limites du domaine étudié et la condition initiale $\phi(\vec{r}, t = 0)$, il est possible grâce à cette équation de calculer l'évolution d'un flux neutronique en fonction du temps dans un domaine donné. Si des approximations sont faites par rapport à l'équation du transport, l'équation de la diffusion permet d'avoir une estimation qualitativement juste et quantitativement proche de ce qu'une résolution de l'équation du transport donnerait.

⁸ Cette loi peut se retrouver empiriquement dans la vie courante, par exemple le sirop dilué dans l'eau va de lui-même se répartir de façon homogène dans un verre et ne pas rester au fond du verre.

En utilisant astucieusement l'équation de la diffusion, notamment à partir d'un découpage de l'espace judicieux, il est possible de modéliser des systèmes complexes comme des réacteurs nucléaires. Une de ces approches sera présentée en partie 3.1.3 avec la présentation d'un code de calculs de cœur de réacteur, le code COCAGNE [7], qui utilise, entre autres, l'approximation de la diffusion.

1.4.4 Bilan neutronique et réactivité

Il est possible de définir dans un réacteur nucléaire un bilan neutronique, c'est-à-dire une évaluation, pour un neutron émis, de son devenir et du nombre de neutrons émis par fissions qu'il induira [8]. Il est possible de le voir comme le rapport entre le nombre de neutrons N d'une génération i et celui de la génération suivante $i + 1$ [20]. Le bilan neutronique se caractérise par le facteur de multiplication, noté k .

Il peut être défini comme un rapport entre la production des neutrons et leur disparition :

$$k_{eff} = \frac{N_{i+1}}{N_i} = \frac{\nu \Sigma_f \Phi}{\Sigma_a \Phi + Fuites}$$

où se retrouve :

- ν , le nombre moyen de neutrons produits par fission ;
- Σ_f , la section efficace macroscopique moyenne de fission du milieu étudié ;
- Σ_a , la section efficace macroscopique moyenne d'absorption du milieu étudié ;
- Φ le flux de neutrons ;
- un terme de fuites neutroniques.

Un système est dit critique lorsque son facteur de multiplication effectif vaut 1. La réaction en chaîne de fission est alors maîtrisée. Le système sera dit sur-critique si $k_{eff} > 1$ et sous-critique si $k_{eff} < 1$. Dans une situation sur-critique la réaction en chaîne s'emballe tandis qu'elle s'interrompt dans une situation sous-critique.

Pour définir l'évolution d'un système dans le temps, la notion de réactivité est utilisée. La réactivité se note ρ et se définit comme :

$$\rho = \frac{k - 1}{k}$$

Le signe de la réactivité traduit l'évolution du système. Une réactivité positive traduit une augmentation du facteur de multiplication tandis qu'une réactivité négative (ou antiréactivité) représente une diminution du facteur de multiplication.

1.5 Le combustible sous irradiation

Précédemment, il a été présenté le fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée ainsi que l'équation du transport. Cette équation permet de décrire comment évolue une population de neutron en fonction du temps, entre autres, dans un volume donné. Une simplification, l'équation de la diffusion a été également présentée.

Lorsque la matière est soumise à un flux de neutron, elle évolue. Une partie des noyaux lourds irradiés par les neutrons va se fissionner, une autre partie va se transmuter. Un troisième phénomène va affecter la composition de la matière irradiée : la radioactivité et les décroissances qui en découlent. Cette évolution a plusieurs conséquences : les noyaux fissiles vont se consommer au cours de l'irradiation, d'autres noyaux, en capturant des neutrons, vont se transmuter en éléments plus lourds. Enfin, une partie des éléments chimiques stables, après irradiation, vont s'activer, autrement dit passer d'isotope stable à isotope radioactif.

Cette partie présente tout d'abord une analyse de l'évolution des noyaux lourds en fonction de leur irradiation, puis discute de l'équation de Bateman, un modèle mathématique qui permet de décrire l'évolution de la concentration des éléments chimiques et de leurs isotopes dans une chaîne d'évolution..

1.5.1 Evolution du combustible sous irradiation

Lorsque le combustible nucléaire est soumis à irradiation, sa composition va évoluer. Pour deux combustibles l'UOX et le MOX, l'évolution de la composition isotopique en fonction de leur taux d'irradiation est présentée. Afin de mieux comprendre les mécanismes de formation de certains noyaux lourds lors de l'irradiation du combustible, une chaîne d'évolution de différents actinides est présentée dans la Figure 1-13.

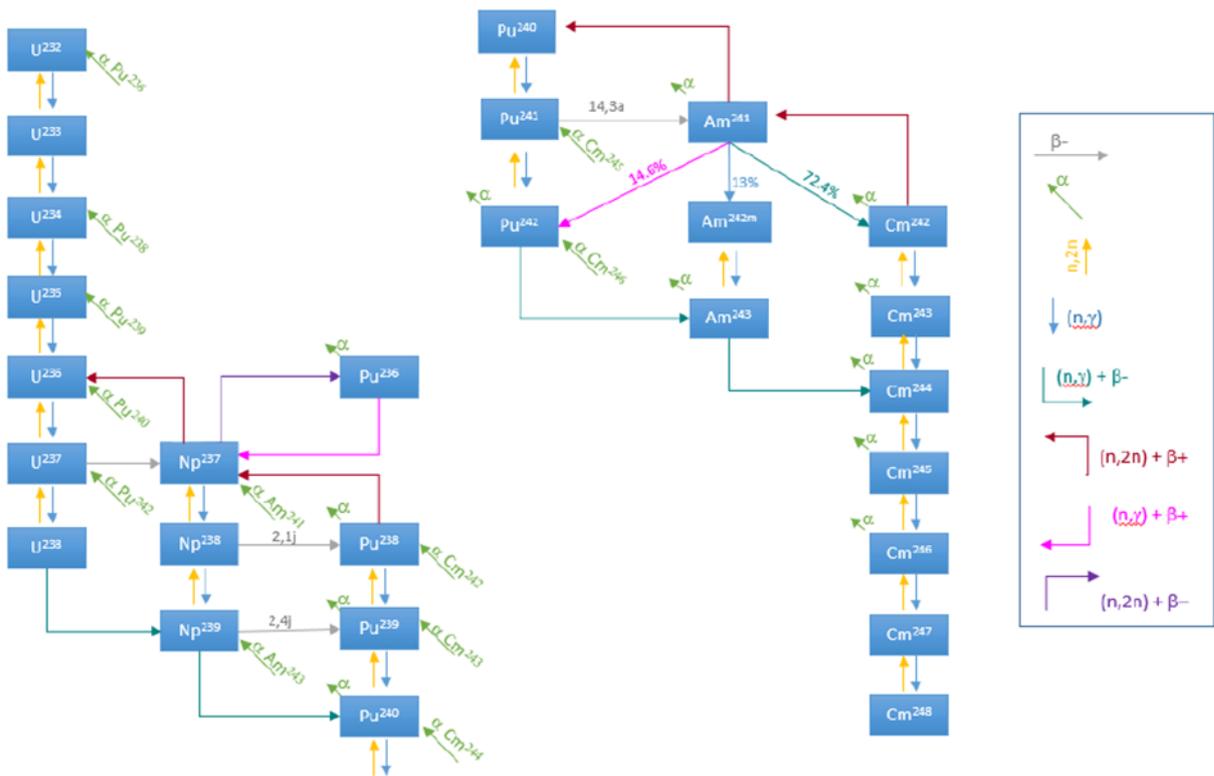


Figure 1-13 : Chaîne d'évolution des principaux transuraniens telle qu'utilisée par COCAGNE [7].

1.5.1.1 Le combustible UOX

L'évolution isotopique du combustible UOX, sous un flux de neutron, pour un assemblage combustible en milieu infini est présenté dans la Figure 1-14. Le calcul d'évolution est réalisé par APOLLO2 [46] à partir du schéma neutronique REL2005 [47]. Le code APOLLO2 est un code d'évolution résolvant l'équation du transport développé par le CEA.

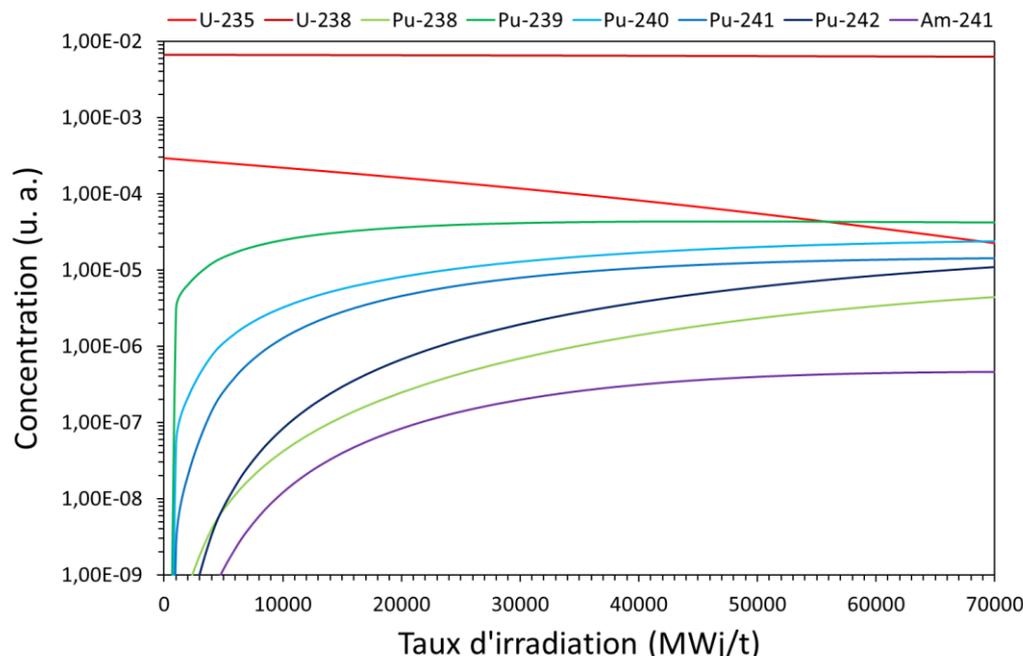
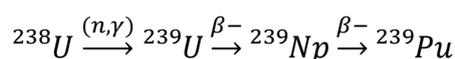
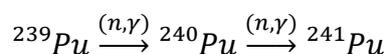


Figure 1-14 : Evolution de la concentration isotopique des éléments U-Pu pour un combustible UOX.

Cette figure montre tout d'abord l'évolution des concentrations d'uranium 235 et d'uranium 238 dans un combustible UOX. Tout d'abord, il est possible de relever la diminution continue de l'uranium 235 au cours de l'irradiation. Cette diminution est due aux fissions ainsi qu'aux captures neutroniques ayant lieu dans le cœur. La capture de neutrons par l'uranium 238 puis les désintégrations β^- permettent de produire du plutonium 239, isotope fissile.



Le plutonium 239 pouvant lui aussi réaliser des captures neutroniques, les sections efficaces de captures et de fissions du plutonium 240 et du plutonium 241 sont représentées, en plus de celles du plutonium 239, dans la Figure 1-12.



Le plutonium 241 n'est pas un isotope stable du plutonium. Avec une demi-vie d'environ 14 ans, il se transmute par désintégration β^- en américium 241.

D'autres actinides mineurs⁹ sont produits lors de l'irradiation du combustible. Leur évolution est présentée dans la Figure 1-15.

⁹ Le nom « actinide mineur » désigne les éléments chimiques neptunium, américium et curium.

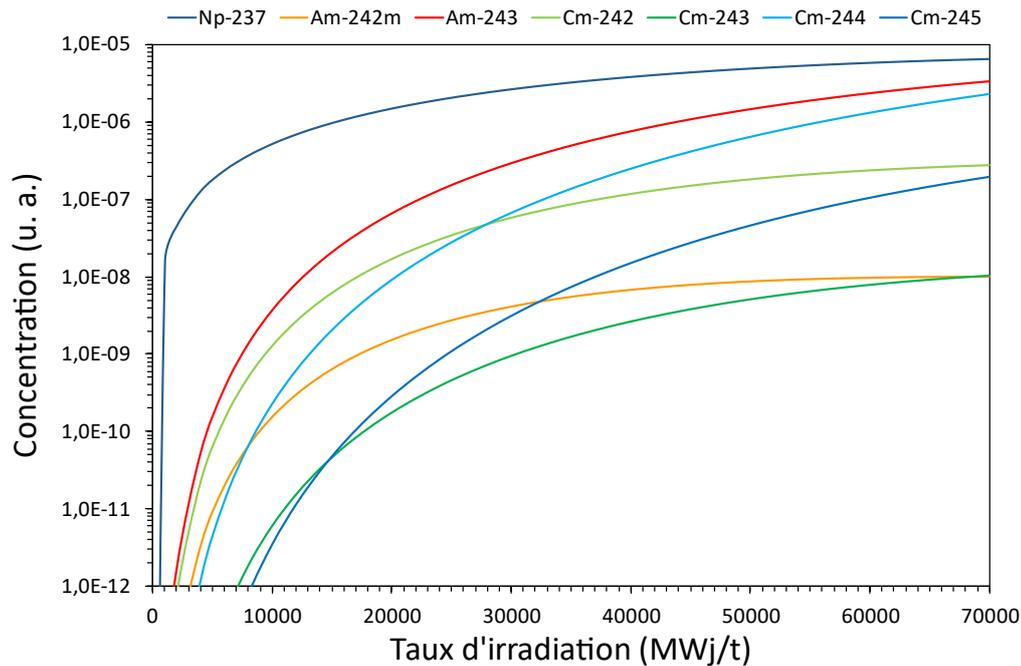


Figure 1-15 : Evolution de la concentration isotopique des actinides mineurs pour un combustible UOX.

Le neptunium 237, dont l'accumulation est montrée dans la Figure 1-15, est produit par captures neutroniques successives de l'uranium 235.

L'américium 242 et l'américium 243 sont produits par capture neutronique de l'américium 241 ou par désintégration β^- du plutonium 243, comme le montre la chaîne d'évolution détaillée en Figure 1-13. De même, à partir de l'américium 243, sont produits et s'accumulent dans le combustible les différents isotopes du curium, cependant en quantités très faibles.

Par des procédés qui seront présentés dans la partie 1.2.3, il est possible de récupérer le plutonium produit dans le combustible UOX et de le revaloriser en cœur sous la forme d'un nouveau combustible, le combustible MOX.

1.5.1.2 Le combustible MOX

L'utilisation de plutonium comme combustible va avoir pour conséquences modifier la production de certains isotopes. Les Figure 1-16 et Figure 1-17 détaillent l'évolution composition isotopique du plutonium dans un combustible MOX, réalisée de la même manière que pour le combustible UOX.

L'isotope fissile le plus abondant dans le combustible MOX, le plutonium 239, diminue avec le *burn-up*. Cette diminution est à la fois liée aux fissions et aux captures, les sections efficaces étant élevées pour les neutrons thermiques (cf. Figure 1-12). Le plutonium 241 s'accumule dans le combustible au cours de l'irradiation, même si sa concentration semble passer par un maximum avant de diminuer à nouveau. Ces variations dans l'évolution de la concentration sont en

partie liées à une compétition entre la production de plutonium 241, par captures neutroniques du plutonium 240 et sa disparition par fission (ou par capture, qui produit du plutonium 242) (cf. Figure 1-12 et Figure 1-13). L'accumulation de plutonium 241 dans le combustible MOX en fin d'irradiation ne compense cependant pas la consommation de plutonium 239. Au cours de l'irradiation du combustible MOX, la qualité fissile du plutonium (la somme des quantités de ^{239}Pu et de ^{241}Pu) diminue.

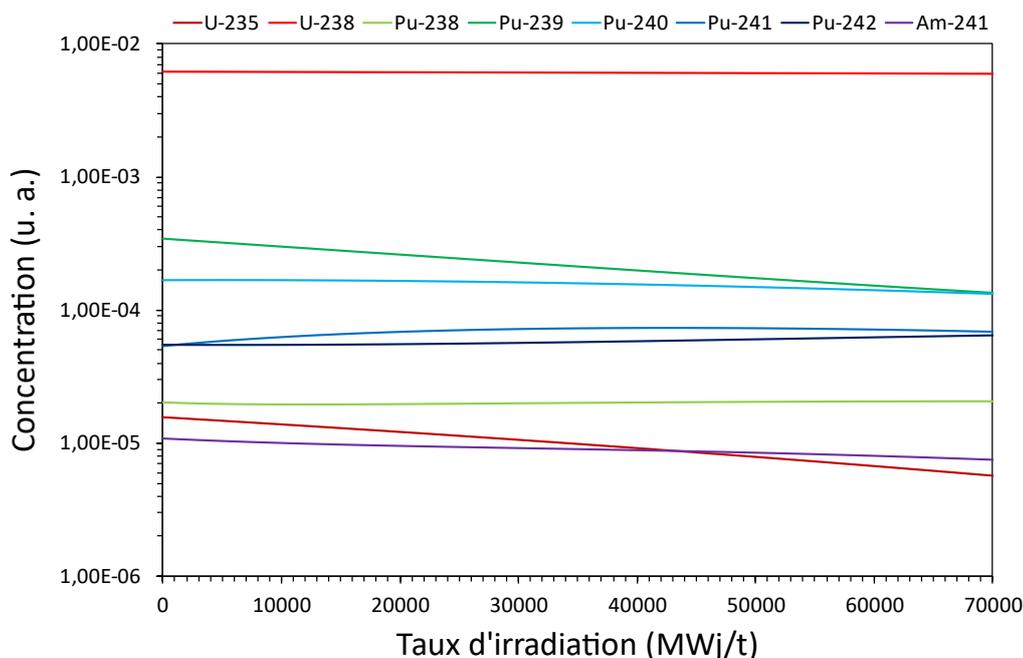


Figure 1-16 : Evolution de la concentration isotopique des éléments U-Pu pour un combustible UOX.

En capturant à son tour des neutrons, le plutonium 242 va produire différents actinides mineurs, dont l'évolution des concentrations est présentée dans la Figure 1-16. En comparaison avec la production des actinides mineurs dans le combustible UOX (voir la Figure 1-15 ci-avant), celles du combustible MOX sont plus importantes, parfois de plusieurs ordres de grandeurs. Cette forte accumulation est due à la présence initiale dans le combustible de noyaux plus lourds. En se référant à l'équation de Bateman (présentée en partie 1.5.1), il est constaté que la cinétique de production des actinides mineurs repose notamment sur la concentration des noyaux précurseurs et sur la durée d'exposition à un flux de neutrons. À titre d'exemple, l'équation d'évolution du curium 243 est donnée ci-dessous :

$$\frac{dN_{243\text{Cm}}}{dt} = \sigma_{c,242\text{Cm}} N_{242\text{Cm}} \Phi - \sigma_{a,243\text{Cm}} N_{243\text{Cm}} \Phi - \lambda_{243\text{Cm}} N_{243\text{Cm}}$$

où sont représentés les taux de captures du noyau père, le curium 242, le taux d'absorption du curium 243 et l'activité du curium 243 : $\lambda_{243\text{Cm}} N_{243\text{Cm}} = \frac{\ln(2)}{T_{1/2,243\text{Cm}}}$.

Comme dans le combustible MOX la concentration en plutonium 242 et en américium 241 (deux noyaux précurseurs des autres actinides mineurs) est plus élevée que dans le combustible UOX, la production des actinides mineurs y sera plus importante.

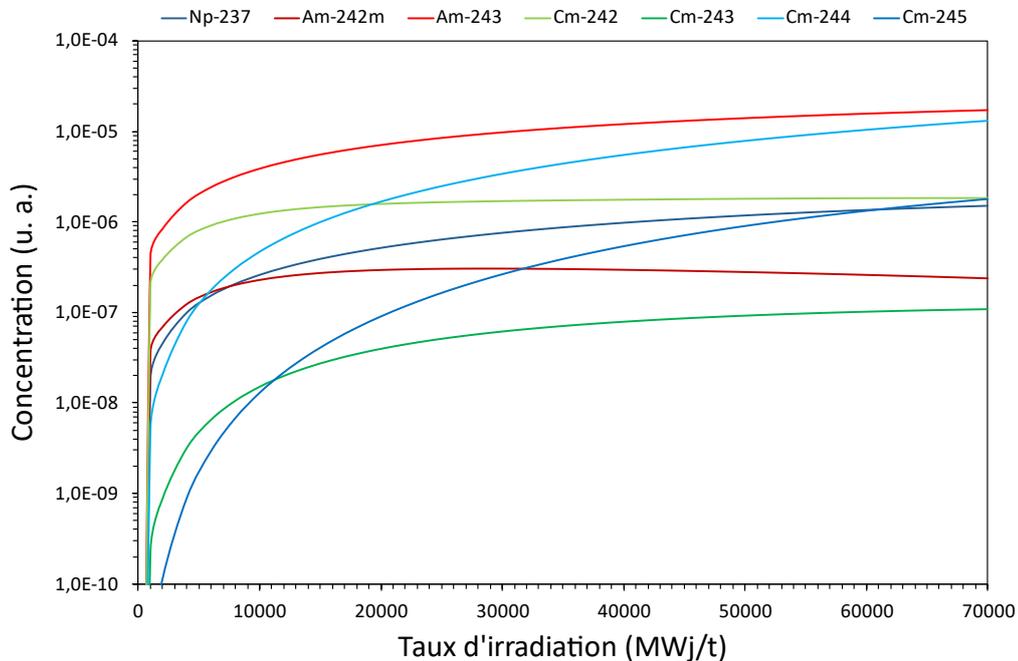


Figure 1-17 : Evolution de la concentration isotopique des actinides mineurs pour un combustible MOX.

Cette production d'actinides mineurs n'est pas anodine. Ces éléments lourds possèdent différentes propriétés physiques qui complexifient les opérations de manutention du combustible ainsi que son retraitement.

1.5.2 Les actinides mineurs

Les principales propriétés des actinides sont résumées dans le Tableau 1-2 ci-dessous.

Tout d'abord la grande disparité dans les périodes radioactives des différents éléments. Parmi les isotopes produits par l'irradiation du combustible, certains ont des périodes radioactives de l'ordre du siècle, comme le plutonium 238 ou l'américium 241 tandis que d'autres, beaucoup plus stables, voient leur période atteindre la centaine de milliers d'années, comme le plutonium 242, voire le million d'années pour le neptunium 237.

La période radioactive des isotopes est liée à leur activité. Lorsqu'un atome se désintègre, il peut émettre un rayonnement ionisant, sous la forme d'un noyau d'hélium (α), d'un électron (β^-) ou d'un positron (β^+). Ces désintégrations sont généralement accompagnées de l'émission de photons de haute énergie (rayonnement γ). L'activité est une mesure du nombre de désintégrations par seconde. Ces désintégrations émettent des particules énergisées qui produisent de la chaleur, mesurée par la puissance massique.

Tableau 1-2 : Propriétés de certains isotopes du plutonium et des actinides mineurs, issues de [31].

Isotope	Période radioactive (ans)	Mode de désintégration	Descendant	Activité massique (Bq/g)	Puissance massique (W/g)
^{238}Pu	87,7	α	^{234}U	$6,3 \cdot 10^{11}$	0,57
^{239}Pu	24 100	α	^{235}U	$2,3 \cdot 10^9$	$1,9 \cdot 10^{-3}$
^{240}Pu	6 560	α	^{236}U	$8,4 \cdot 10^9$	$7,1 \cdot 10^{-3}$
^{241}Pu	14,4	β^-	^{241}Am	$3,8 \cdot 10^{12}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$
^{242}Pu	$3,74 \cdot 10^5$	α	^{238}U	$1,5 \cdot 10^8$	$1,2 \cdot 10^{-4}$
^{237}Np	$2,14 \cdot 10^6$	α	^{233}Pa puis ^{233}U	$2,6 \cdot 10^7$	$2,1 \cdot 10^{-52}$
^{241}Am	433	α	^{237}Np	$1,3 \cdot 10^{11}$	0,11
$^{242\text{m}}\text{Am}$	141	Transition isomérique	^{242}Am	$3,9 \cdot 10^{11}$	$4,5 \cdot 10^{-3}$
^{243}Am	7 370	α	^{239}Np puis ^{239}Pu	$7,4 \cdot 10^9$	$6,4 \cdot 10^{-3}$
^{242}Cm	0,45	α	^{238}Pu	$1,2 \cdot 10^{14}$	$1,2 \cdot 10^2$
^{243}Cm	30	α	^{239}Pu	$1,8 \cdot 10^{12}$	1,8
^{244}Cm	18,1	α	^{240}Pu	$3,0 \cdot 10^{12}$	2,8
^{245}Cm	8 500	α	^{241}Pu	$6,4 \cdot 10^9$	$5,7 \cdot 10^{-2}$

Les actinides mineurs, créés par l'irradiation du combustible, vont dégager de la chaleur pendant de nombreuses années, à savoir plusieurs périodes radioactives. Cette génération de chaleur nécessite de refroidir le combustible utilisé en piscine pendant un certain temps. À titre comparatif, un assemblage combustible UOX irradié à 40 GWj/t issu d'un REP produisant 1 000 MWe produira une puissance résiduelle massique de 25 kW/t ; la puissance résiduelle décroissant exponentiellement, elle sera d'environ 7 kW après 2 ans d'attente et de 3kW après 4 ans [16].

Cette attente en piscine permet au combustible utilisé d'atteindre des températures autorisant sa manutention et son envoi dans les usines de retraitement [16].

1.5.3 L'équation de Bateman

Pour décrire les évolutions sous irradiation de la composition isotopique du combustible, l'équation de Bateman [48] est utilisée. Cette équation permet de résoudre analytiquement la théorie des changements successifs introduite par Rutherford en 1905 [49]. Elle se définit comme :

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \sum_{j \neq i} \sigma_{j \rightarrow i}^c \Phi(t) N_j(t) + \sum_{k \neq i} \lambda_{k \rightarrow i} N_k(t) + \sum_l \gamma_{l \rightarrow i} N_l(t) \sigma_{l \rightarrow i}^f(t) \Phi(t) - \sigma_i^a \Phi(t) N_i(t) - \lambda_i N_i(t)$$

où :

- i représente le noyau étudié, j , k et l des noyaux précurseurs, en fonction du type de réaction (respectivement capture, décroissance radioactive et fission) ;
- N la concentration d'un isotope, en atome $\text{b}^{-1} \text{cm}^{-3}$;
- $\gamma_{l \rightarrow i}$ le rendement de produit de fission de l'isotope i à partir du noyau précurseur l ;
- σ la section microscopique efficace de réaction d'un noyau, de fission f , de capture c ou d'absorption a , en barn;
- Φ le flux total de neutron dans le réacteur, en neutron $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$;
- λ représente la constante de décroissance radioactive de l'isotope étudié, en s^{-1} .

Cette équation transcrit l'évolution de la variation d'une quantité de noyau i en fonction du temps. Elle peut être décomposée en deux parties : une première partie, contributive, composée des sources de production du noyau i , par exemple par capture neutronique ou décroissance radioactive ; une seconde partie, destructive, qui englobe les réactions de captures nucléaires que peut réaliser le noyau i en présence d'un flux de neutron et la décroissance radioactive du noyau i .

La période radioactive λ correspond à la durée pour laquelle la moitié des noyaux d'un isotope, par rapport à une concentration initiale et hors flux neutronique, se sera désintégrée. Elle est reliée à la demi-vie $T_{1/2}$ par la relation $\lambda = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}}$. La concentration d'un élément radioactif évolue au cours du temps selon une décroissance exponentielle [8].

En connaissant le flux de neutrons et les sections efficaces des noyaux atomiques étudiés, il est possible de décrire l'évolution des concentrations d'isotopes dans le combustible.

Conclusion du chapitre

Ce chapitre introductif a présenté dans la partie 1.1 le fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée, en détaillant les différents circuits et composants essentiels qui le constitue, mais aussi la composition d'un crayon ainsi que d'un assemblage combustible.

En découle une présentation des différentes stratégies existantes pour le cycle du combustible, c'est-à-dire sa gestion. Une présentation des différents degrés de fermeture du cycle a été effectuée dans la partie 1.2. Cette présentation se conclue dans la partie 1.3 par une introduction à la gestion des déchets ultimes.

Après avoir introduit dans la section 1.4 l'équation du transport et une version simplifiée de celle-ci : l'équation de la diffusion, ce chapitre a discuté, en section 1.5, de l'évolution isotopique du combustible nucléaire, d'abord en décrivant l'équation de Bateman, puis en présentant l'évolution sous irradiation de l'isotopie de deux combustibles présents dans le parc électronucléaire français : le combustible UOX et le combustible MOX. Cette description a permis d'introduire de nouveaux éléments chimiques, les actinides mineurs, ainsi que les questions de gestion du combustible nucléaire usé.

Cette introduction au cycle du combustible se poursuit dans le chapitre 2 avec une présentation détaillée du multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à

Le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée : Développement de méthodes d'optimisation des gestions combustibles

eau pressurisée et ses spécificités, ainsi que différents concepts de combustibles nucléaires dédiés au multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée. La modélisation des réacteurs à eau pressurisée sera abordée dans le chapitre 3.

2 Spécificités de l'utilisation du plutonium dans les REP

Sommaire

2.1 Particularités du fonctionnement en cœur	44
2.1.1 Efficacité des moyens de contrôle de la réactivité	45
2.1.2 Gestion des cœurs mixtes UOX et MOX	48
2.1.3 La problématique de vidange en cœur	49
2.2 Les combustibles pour le multi-recyclage du plutonium en REP	52
2.2.1 Les limites du multi-recyclage du plutonium par le MOX	53
2.2.2 Utilisation du thorium pour l'incinération du plutonium	54
2.2.3 Utilisation de matrices inertes	55
2.2.4 Le concept CORAIL	58
2.2.5 Une évolution du combustible MOX : le concept MIX	60
2.3 Classification des différents concepts combustibles	61
Conclusion du chapitre	63

Si le chapitre précédent abordait la question du multi-recyclage des matières nucléaires, notamment dans les réacteurs à neutrons rapides, il était resté assez vague sur leur multi-recyclage dans les réacteurs à eau pressurisée. C'est ce sujet qui va désormais être abordé.

Ce chapitre se décompose en trois parties. Tout d'abord, la partie 2.1 présente les principales conséquences de l'introduction en quantité importante de plutonium dans le combustible sur le fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée. Puis, une présentation globale, bien que non exhaustive, est réalisée dans la partie 2.2 de différents concepts de combustibles ou d'assemblages combustibles développés pour le multi-recyclage du plutonium dans les REP. Enfin, il se conclut en partie 2.3 sur une proposition de classification de ces différents concepts, en fonction de la stratégie pour le cycle du combustible qui est mise en place.

2.1 Particularités du fonctionnement en cœur

L'utilisation du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée a des conséquences importantes sur la neutronique et la physique des réacteurs [50]. Le recyclage du plutonium, compte-tenu de certaines de ses propriétés nucléaires présentées dans la partie 1.5.1, va impacter le fonctionnement des réacteurs à eau pressurisée. En effet, les sections efficaces d'absorptions du plutonium, plus élevées que celles du ^{235}U , font du combustible MOX un fort absorbant thermique.

Tout d'abord, la présence de plutonium dans le combustible nucléaire va modifier le spectre neutronique du réacteur [51], comme le montre la Figure 2-1. Il est possible de voir sur cette figure que le spectre neutronique du combustible MOX est « durci » par rapport à celui du combustible UOX. Ceci est dû aux résonances du plutonium, en particulier les résonances de fission du plutonium 239 et du plutonium 241, respectivement situées à 0,30 eV et 0,25 eV, la résonance de capture située à 1 eV du plutonium 240 et la résonance de capture du plutonium 242 située à 2,7 eV (cf. Figure 1-12).

Ces résonances font que les neutrons thermiques sont absorbés et que la population de neutrons se déplace vers les hautes énergies. Il sera dit alors que le spectre neutronique du combustible MOX sera plus épithermique, en comparaison avec celui de l'UOX.

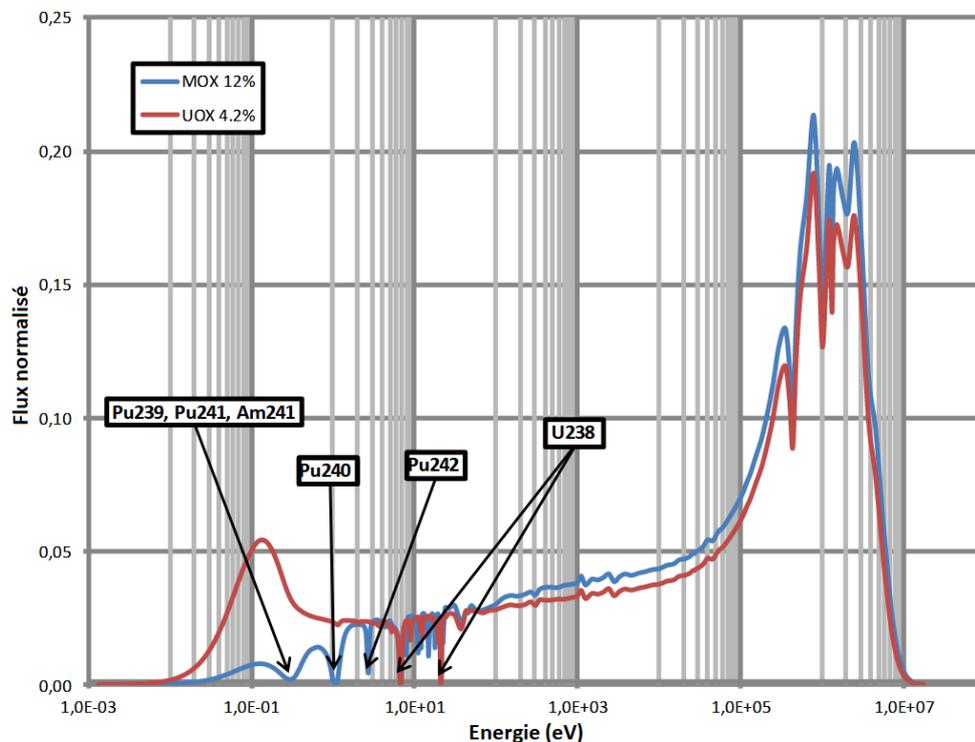


Figure 2-1 : Spectres obtenues pour des combustibles UOX et MOX, figure issue et traduite de [51].

Ce déplacement du spectre neutronique vers des énergies plus élevées va entraîner différentes conséquences sur le cœur du réacteur. Les moyens de contrôle de la réactivité, qui sont très à de l'énergie des neutrons, comme le bore soluble, présent dans l'eau du circuit primaire ou les grappes de contrôles, vont voir leur pouvoir absorbant modifié avec la présence d'isotopes du plutonium. La distribution spatiale du flux à l'interface entre un assemblage combustible UOX et un assemblage combustible MOX diffère de celle entre deux assemblages combustibles UOX, à cause de ce différentiel d'absorption. Enfin, la forte présence d'isotopes résonnants dans le domaine thermique modifie profondément l'évolution de la réactivité du combustible MOX en cas de vidange du cœur.

Les principaux effets cités ici seront passés en revue dans la suite de cette section.

2.1.1 Efficacité des moyens de contrôle de la réactivité

Les réacteurs à eau pressurisés possèdent plusieurs moyens de contrôle de la réactivité du combustible. Parmi eux se trouvent l'utilisation d'acide borique diluée dans l'eau du circuit primaire (cf. Figure 1-1), de poisons neutroniques mélangés au combustible comme le gadolinium ou des barres de contrôle en acier, AIC (alliage d'argent, d'indium et de cadmium) ou en carbure de bore (B_4C).

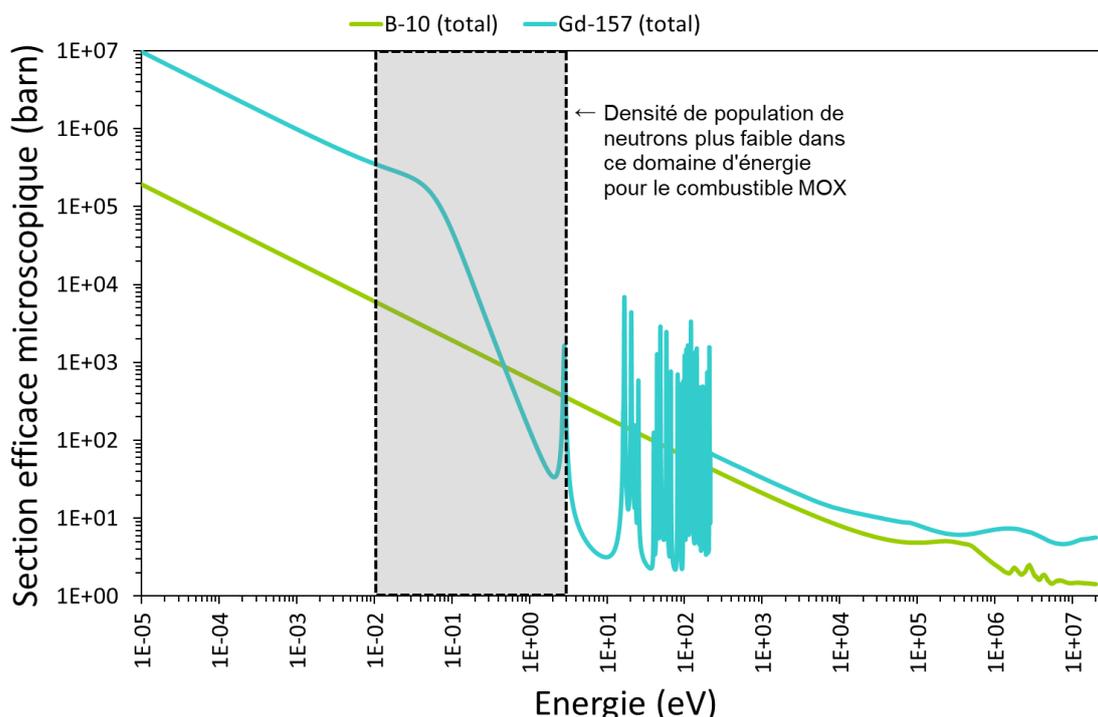


Figure 2-2 : Sections efficaces microscopiques d'absorptions pour différents poisons neutroniques se trouvant dans les réacteurs, issues de JEFF-3.2 [42].

La Figure 2-2 représenté la section efficace d'absorption pour deux poisons neutroniques présents en cœur. Ce que cette figure enseigne, c'est que le durcissement du spectre neutronique du combustible MOX mitige le potentiel absorbant de l'acide borique. La section efficace d'absorption du bore 10 est

inversement proportionnel avec l'énergie du neutron [8]. Comme le spectre neutronique du combustible MOX se déplace vers la zone épithermique, l'antiréactivité apportée par l'acide borique est moins importante, ce qui nécessite d'augmenter la concentration en bore.

Il en va de même pour les barres de contrôles, par exemples celles qui contiennent du carbure de bore (B_4C), rendant le combustible MOX moins sensible à l'action des barres de contrôles sur la réactivité (le même effet peut être observé avec les autres absorbants thermiques que sont l'acier ou l'AIC). Comme le montre la Figure 2-2, l'utilisation de poisons combustibles comme le gadolinium-157 se révèle moins intéressante pour le combustible MOX que pour le combustible UOX, étant beaucoup moins absorbant dans le domaine épithermique que dans le domaine thermique.

C'est la raison pour laquelle le gadolinium est exclusivement utilisé avec de l'UOX. La Figure 2-3 illustre l'efficacité de l'utilisation de poisons consommables et l'absence d'intérêt de son utilisation pour le MOX. En effet, le facteur de multiplication infini k_∞ du combustible MOX ($k_\infty \approx 1,1$) en début d'irradiation est nettement plus faible que celui d'un combustible UOX ($k_\infty \approx 1,3$). L'utilisation de gadolinium permet de faire baisser la réactivité en début de vie. Plus le nombre de crayons gadoliniés est important, plus la réactivité initiale de l'assemblage combustible sera faible.

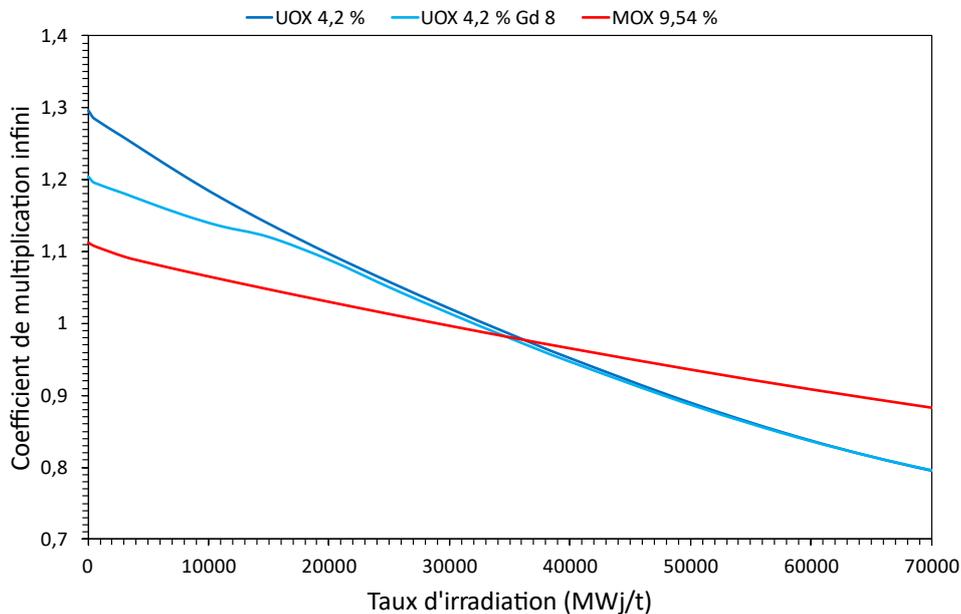


Figure 2-3 : Evolution du k_∞ pour le combustible UOX, avec et sans gadolinium, et le combustible MOX, issus des calculs d'évolutions présentés en partie 1.5.1.

Enfin, il est intéressant de remarquer que la perte de réactivité du combustible MOX, au cours de l'irradiation, est moins importante que celle du combustible UOX. Comme le montre la Figure 1-11, l'uranium 238 possède une résonance de capture significative ($\sigma_c^{U^{238}} \approx 7\,000$ barns) à 6,67 eV. Le spectre du combustible MOX étant plus épithermique, l'uranium 238, en comparaison avec du combustible

UOX, capture plus de neutrons et donc produit plus de plutonium 239. De manière analogue, le plutonium présent en cœur aura plus tendance à se transmuter. En effet, comme le montre la Figure 1-12, le plutonium 240 possède une importante résonance de capture ($\sigma_c^{Pu240} \approx 12\,000$ barns) à 1 eV. La Figure 1-12 rappelle d'ailleurs que c'est ce phénomène qui permet de produire du plutonium 241 pendant l'irradiation du combustible.

Ces propriétés font que le combustible MOX va pouvoir régénérer une partie de sa matière fissile lors de son séjour en réacteur, ce qui ralentit la baisse de son k_{inf} .

Le plutonium 241 possède en spectre thermique un meilleur ratio fission/absorption que le plutonium 239, comme le montre le Tableau 2-1. Ce meilleur ratio va avoir des conséquences sur la perte de réactivité d'un combustible fortement enrichi en plutonium 241, comme le montre la Figure 2-4 ci-dessous.

Cette figure nous montre que les combustibles au plutonium avec une fraction massique de ^{241}Pu élevée auront la plus forte réactivité initiale mais s'épuiseront également le plus rapidement. Ceux avec une fraction massique en ^{239}Pu élevé ont au contraire une réactivité initiale plus faible mais connaissent une perte de réactivité moins importante au cours de leur irradiation. Le combustible MOX se retrouve à la jonction entre ces deux tendances, même si le ^{239}Pu est l'isotope majoritaire dans son cas. Ces calculs furent réalisés avec APOLLO2 en milieu infini.

Tableau 2-1 : Comparaison des sections efficaces de fission et de capture du plutonium pour un REP MOX [27].

Isotope	σ_f	σ_a	σ_f/σ_a
^{239}Pu	38	21	1,80
^{240}Pu	0,6	42	0,01
^{241}Pu	44	16	2,80

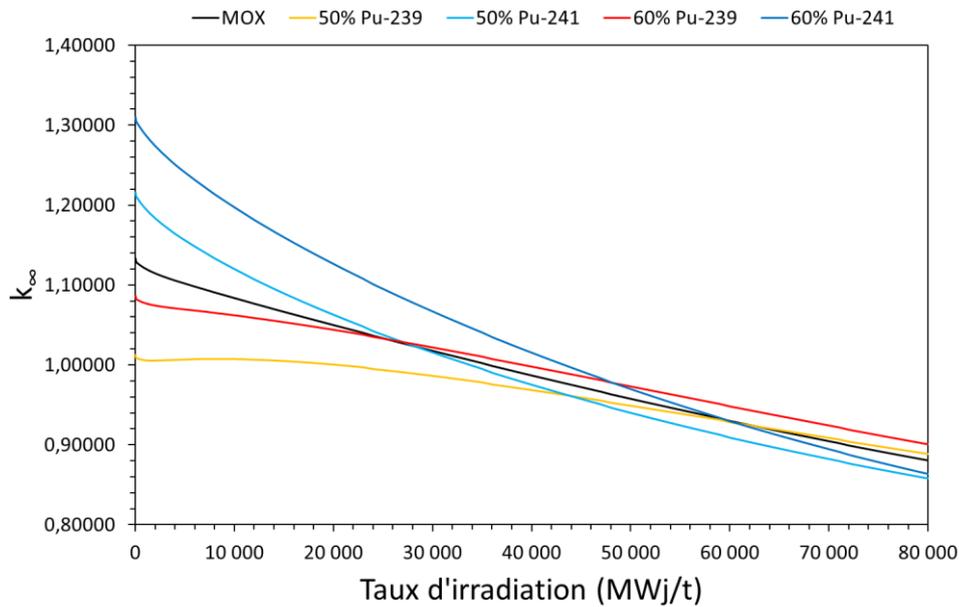


Figure 2-4 : Evolution du facteur de multiplication infini pour cinq combustibles au plutonium en fonction de leur taux d'irradiation.

2.1.2 Gestion des cœurs mixtes UOX et MOX

Dans les réacteurs à eau pressurisée français le combustible MOX s'emploie conjointement avec le combustible UOX, où les cœurs de certains réacteurs 900 MWe sont chargés avec 30 % d'assemblage MOX [9]. Ces gestions combustibles font que des assemblages combustibles UOX et MOX vont être voisins au sein du cœur. Or, il a été vu dans la partie 1.4.1 comment différaient les sections efficaces d'un combustible UOX de celles d'un combustible MOX.

Inévitablement, le combustible MOX possède, du fait de la présence de plutonium, d'importantes résonances d'absorptions des neutrons dans le domaine thermique. Du point de vue du neutron il se comporte dans ce domaine comme un absorbant. Comme cela a été observé dans les Figure 1-11 et Figure 1-12, les sections efficaces d'absorption du plutonium sont plus élevées que celles de l'uranium. Ce faisant, le flux thermique diminue lors de la transition du combustible UOX au combustible MOX. En parallèle, la section efficace de fission du combustible MOX est plus importante que celle du combustible UOX. Cette situation fait que la puissance émise par le combustible, à la fois proportionnelle au flux neutronique et aux sections de fission augmente à la périphérie du combustible MOX, lorsque celui-ci est à l'interface avec un combustible UOX.

Cette remontée de puissance est illustrée par la Figure 2-5.

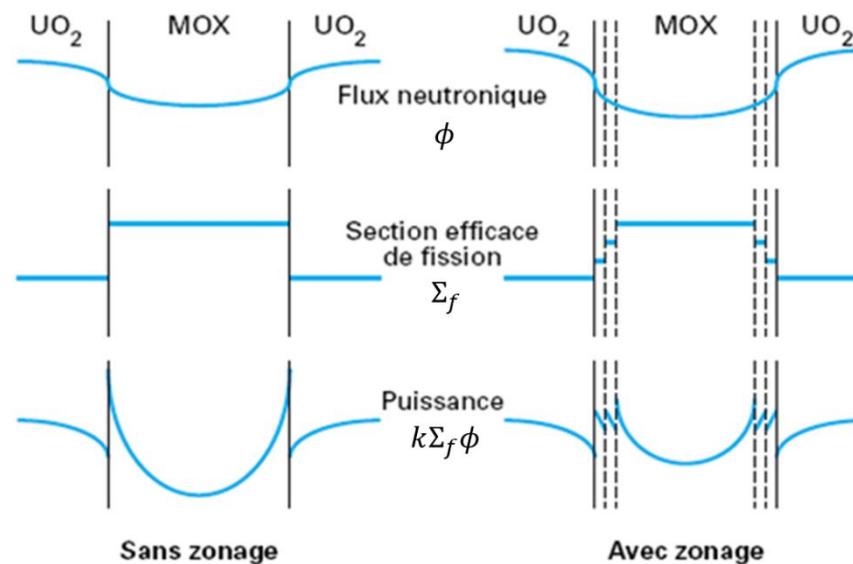


Figure 2-5 : Illustration de la distribution de puissance à l'interface entre du combustible UOX et MOX en l'absence (gauche) et en présence (droite) du zonage [52].

Afin de lisser la distribution de puissance dans le cœur du réacteur, donc de limiter l'existence et la hauteur de ces pics de puissance appelés « points chauds », un zonage de la teneur en plutonium du combustible MOX est effectué. Ce zonage fait que les crayons combustibles MOX situés à l'interface avec l'assemblage combustible UOX ont une teneur en plutonium plus faible, afin d'avoir une section efficace macroscopique plus faible et donc limiter la remontée de puissance, ce qui permet de lisser la distribution de puissance dans le cœur.

2.1.3 La problématique de vidange en cœur

Une autre problématique liée à la présence d'isotopes du plutonium dans le combustible est celle de l'effet de vidange.

La vidange d'un cœur de réacteur correspond à la perte du modérateur, par exemple en cas d'Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP). Dans les réacteurs à eau pressurisée, le modérateur, qui est également le caloporteur, permet la thermalisation des neutrons. Pour un réacteur entièrement chargé avec du combustible UOX, la perte du modérateur va progressivement diminuer le flux de neutrons thermiques, comme le montre (cf. Figure 2-6).

L'analyse de l'effet de vidange présentée ici se base sur une analyse réalisée par B. Gastaldi et R. Eschbach [51], dont les principaux enseignements sont retranscrits ici.

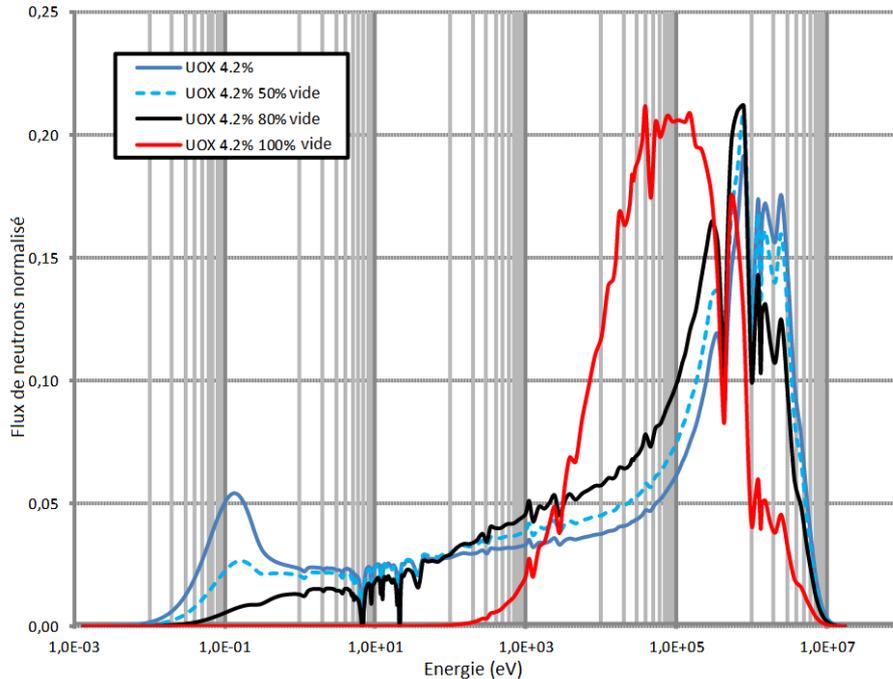


Figure 2-6 : Evolution du spectre du combustible UOX en fonction du taux de vide. Extrait et traduit de [51].

Le durcissement du spectre conduit à la diminution puis à la disparition des neutrons thermiques. Au cours de la vidange, le spectre neutronique se déplace d'abord vers le domaine épithermique puis le domaine rapide. Lors du durcissement, le nombre de fission de l'uranium 235 diminue, ce qui impacte négativement la réactivité. La diminution du flux épithermique au cours de la vidange affecte également la quantité de captures réalisées par l'uranium 238, ce qui entraîne une hausse de la réactivité. Toutefois cette remontée de la réactivité ne compense pas la baisse initiale liée à la diminution des fissions de l'uranium 235.

L'effet de vidange, c'est-à-dire la variation totale de réactivité dans le combustible en cas de vidange du cœur, est dit « négatif ».

Pour le combustible MOX, la présence en quantité importante d'isotopes du plutonium complexifie la situation.

Il existe beaucoup de résonances entre le domaine thermique et le domaine rapide. Au cours de la vidange, lorsque le spectre neutronique du combustible MOX va se durcir progressivement, l'impact de chacune de ces résonances sur la réactivité va disparaître. La Figure 2-7 montre comment évolue le spectre du combustible MOX en fonction du taux de vidange, ou taux de vide.

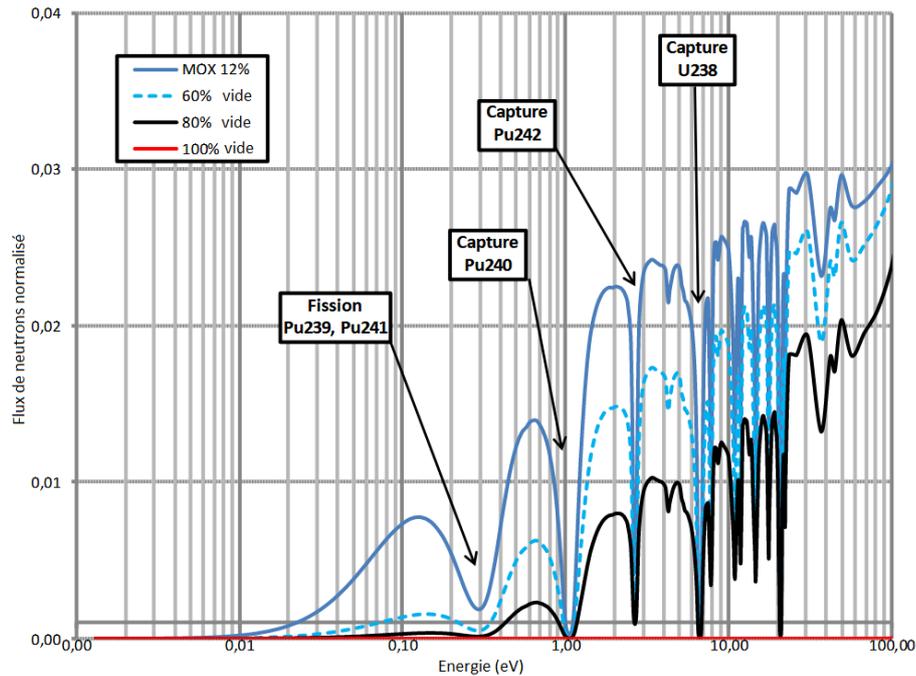


Figure 2-7 : Evolution du spectre du combustible MOX en fonction du taux de vide pour une énergie inférieure à 100 eV. Extrait et traduit de [51].

La première résonance qui va disparaître va être la résonance de fission des isotopes impairs du plutonium, située entre 0,25 eV et 0,30 eV (cf. Figure 1-11). Comme ils sont fissiles, leur contribution à la réactivité globale du combustible va diminuer. Ce sont ensuite les captures neutroniques réalisées par le plutonium 240 à cause de sa résonance de capture à 1 eV qui vont disparaître. Cette disparition va avoir pour effet d'augmenter la réactivité du combustible, ce qui va compenser la baisse de réactivité liée à la diminution des fissions du plutonium.

La perte de la résonance de capture du plutonium 242, centrée à 2,7 eV, va avoir les mêmes conséquences sur la réactivité du combustible. Enfin, lorsque le taux de vide atteint 60 %, la première résonance de capture de l'uranium 238 centrée à 6,67 eV va « perdre ses neutrons ». Cette perte globale de capture, l'uranium 238 représentant dans le combustible MOX environ 90 % des noyaux lourds, va générer une augmentation globale de réactivité dans le combustible qui, contrairement au combustible UOX, peut rendre la variation totale de réactivité positive [51]. Or avoir un effet de vidange négatif est souvent un prérequis lors de la conception et de l'exploitation d'un réacteur nucléaire, puisqu'un effet de vidange positif peut ramener le cœur à un état critique. En l'absence d'eau, donc de caloporteur, le cœur ne pourra pas évacuer la chaleur produite par les nouvelles réactions en chaîne de fissions, ce qui risque de déclencher des fusions locales du crayon combustible, voir du cœur tout entier.

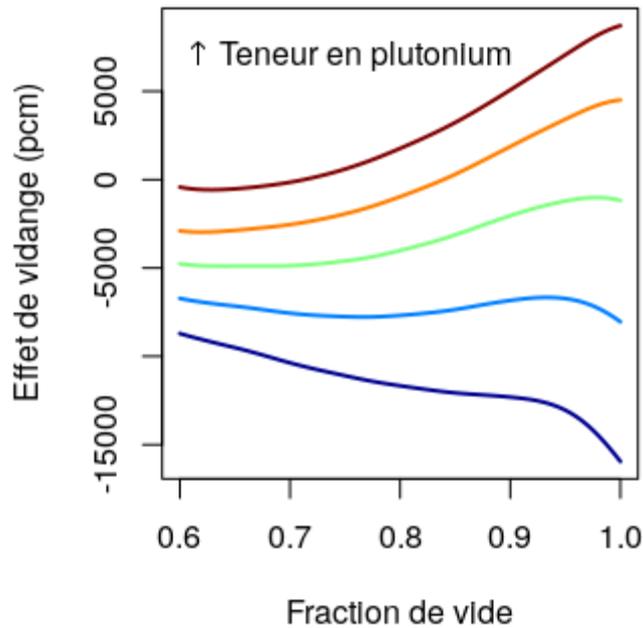


Figure 2-8 : Evolution de l'effet de vidange en fonction de la fraction de vide pour différentes teneur de plutonium.

La Figure 2-8 illustre qualitativement comment évolue l'effet de vidange avec l'augmentation de la teneur en plutonium du combustible. Il est possible de voir comment, avec l'augmentation de la teneur, un effet de vide positif apparait. Cela est dû au fait que la contribution à la réactivité des isotopes du plutonium est positive [53]. Pour diminuer l'impact sur la réactivité de l'effet de vidange du combustible MOX, une limitation de la teneur en plutonium est nécessaire, afin que les contributions positives du plutonium ne dépassent par la contribution négative de l'uranium 238 [53]. Une description plus détaillée du phénomène de vidange et de son impact sur le spectre neutronique et la réactivité du combustible peut être trouvée dans [51] tandis qu'une étude sur les phénomènes de vidange hétérogène est disponible dans [54].

Dans la parties précédentes, différents aspects de l'utilisation du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée ont été présentés. Si jusqu'à présent le plutonium n'a été employé dans les réacteurs à eau pressurisée qu'en mono-recyclage, différents travaux se sont penchés sur le potentiel de réutiliser du combustible MOX utilisé, donc de réutiliser du plutonium ayant déjà séjourné en réacteur. En d'autres termes faire du multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée, à l'instar de ce qu'il est possible de faire dans les réacteurs à neutrons rapides (cf. partie 1.2.4.2).

2.2 Les combustibles pour le multi-recyclage du plutonium en REP

Nous avons vu, dans l'étude de la Figure 1-12, que la qualité fissile du plutonium diminuait avec le taux d'irradiation. Après un premier recyclage du plutonium, la qualité fissile se trouvant dans le combustible MOX utilisé se retrouve dégradée.

Cependant, cette réutilisation du plutonium « usé » ne peut pas être infinie. En effet, à chaque passage en cœur, la qualité fissile du plutonium va se dégrader. Ce vecteur isotopique dégradé ne possède pas assez de matière fissile pour pouvoir être employé dans du combustible MOX [55].

2.2.1 Les limites du multi-recyclage du plutonium par le MOX

S'il n'est pas possible d'améliorer la qualité fissile du plutonium, d'autres leviers existent.

Le premier est d'augmenter la teneur en plutonium dans le combustible. En augmentant la quantité de plutonium dans le combustible, la quantité de matière fissile est mécaniquement augmentée. Toutefois cette augmentation de la teneur en plutonium montre ses limites, notamment en cas de vidange, comme cela a été discuté en partie 2.1.3.

Le deuxième levier potentiel réside dans l'utilisation d'un plutonium de meilleure qualité. Le plutonium « usé » destiné au multi-recyclage peut être mélangé avec du plutonium « frais » issu de combustibles UOX déchargés. En procédant ainsi, la qualité fissile du plutonium « mélangé » sera plus élevée que celle du plutonium « usé ». Cette stratégie est notamment proposée dans le concept REMIX, qui propose de mélanger le plutonium issu du retraitement d'un combustible MOX avec le plutonium d'un combustible UOX [56]. Un autre concept est le concept du MOX-MR [57], qui est un concept de combustible similaire au MOX, où le plutonium a déjà fait un séjour en réacteur mais a une qualité fissile suffisamment peu dégradée pour être réutiliser tel quel, ou avec une teneur en plutonium légèrement plus élevée.

Un troisième levier potentiel est d'enrichir le combustible avec de l'uranium 235. Cet enrichissement peut se faire au sein de la pastille combustible MOX, comme le propose le concept combustible MIX, présentée en partie 2.2.5, ou en juxtaposant dans un même assemblage des crayons combustibles UOX et MOX, comme le propose le concept combustible CORAIL, présentée en partie 2.2.4.

Il est possible également de jouer sur la modération du combustible, c'est-à-dire sur le rapport entre le volume d'eau et le volume du combustible dans l'assemblage combustible, ce qui augmente la probabilité qu'ils se thermalisent. Il sera dit alors que le réacteur sera sur-modéré (en comparaison avec un REP). Un concept de combustible sur-modéré sera présentée dans la partie 2.2.3.4.

Inversement, en réduisant le rapport de modération, le spectre neutronique se durcira, ce qui permet de tirer parti d'une meilleure conversion du ^{238}U vers le ^{239}Pu , donc d'une meilleure régénération du plutonium [8]. La sur-modération comme la sous-modération implique des modifications de la structure des assemblages combustibles, par exemple avec le concept MOX-RMA (Rapport de

Modération Accru), un assemblage combustible MOX substituant 36 crayons combustibles par autant de trous d'eau [58].

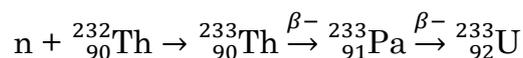
Il existe également un concept de réacteur à eau légère à haut facteur de conversion (REL HFC), qui propose de diminuer la modération de crayons combustibles MOX en utilisant des assemblages combustibles 19 x 19 ou hexagonaux, dans le but de favoriser la production de plutonium 239 à partir des résonnances de capture de l'uranium 238 situées dans le domaine épithermique [59].

Enfin des projets de recherche ont étudié la séparation isotopique par laser, qui consiste à faire diminuer la quantité des isotopes pairs, notamment du plutonium 242, contenus dans le combustible MOX après son déchargement. En procédant ainsi la production d'actinides mineurs est diminuée [60].

Ces différentes stratégies peuvent être utilisées entre elles. La suite de cette propose une présentation de différents concepts combustibles développés pour le multi-recyclage du plutonium à eau pressurisée qui reposent sur l'utilisation d'un ou de plusieurs de ces leviers. Enfin, nous proposons une classification de ces différents concepts en conclusion de ce chapitre.

2.2.2 Utilisation du thorium pour l'incinération du plutonium

Une solution permettant de s'affranchir d'un support en uranium, donc en ^{238}U , est de le remplacer par un support en thorium. Le thorium est un élément radioactif composé presque exclusivement de thorium 232. Cet isotope est fertile, sous irradiation il se transmute en uranium 233, isotope fissile de l'uranium. L'uranium 233 joue un rôle analogue à l'uranium 235 ou au plutonium 239. La chaîne de filiation du thorium 232 est la suivante :



S'il est possible d'utiliser le thorium comme combustible nucléaire [61], il peut être également employé comme support combustible. Ce faisant, il ne contribue pas à la régénération du plutonium. Cependant, les procédés de séparation du thorium et du plutonium sont différents de ceux de l'uranium et du plutonium et nécessitent un circuit de retraitement qui lui est propre [62].

Plusieurs concepts consacrés à la consommation du plutonium faisant intervenir du thorium existent dans la littérature, Une variante du MOX, le ThOX, mélange d'oxydes de thorium et de plutonium [62], est conçue pour des réacteurs REP. Le *Radkowsky thorium-fuel plutonium incinerator* (RTPI) [63] est un réacteur nucléaire de type *seed-blanket*, c'est-à-dire avec une zone fissile enrichie en plutonium, (appelée *seed*, graine), surcritique et entourée d'une couverture fertile, (*blanket* ou couverture), composée de thorium. La perte de réactivité au cours du temps dans la zone fissile est compensée par la production d'uranium 233 dans la couverture fertile.

Cependant, déployer du thorium dans les réacteurs requiert d'importants développements technico-économiques sur l'ensemble des opérations du cycle du combustible [23]. En France, la présence d'un parc électro-nucléaire qui se repose sur le cycle uranium/plutonium avec une pleine maturité industrielle diminue l'intérêt de développer une nouvelle filière combustible sur le court et moyen terme, période où doit se réaliser la transition vers le multi-recyclage du plutonium [23].

2.2.3 Utilisation de matrices inertes

Pour limiter la régénération du plutonium, il est possible d'utiliser des matrices inertes, c'est-à-dire des matériaux compatibles avec le PuO_2 qui ne sont pas constituées d'uranium, donc d'uranium 238. En supprimant l'uranium 238, les matrices inertes empêchent la régénération du plutonium par transmutation du ^{238}U , ce qui augmente la consommation en plutonium du combustible.

Plusieurs concepts sont présents dans la littérature, cette partie en présente quelques-uns.

2.2.3.1 Le concept DUPLEX

Le concept DUPLEX ou CORAIL-IMF (*Inert Matrix Fuel*). [58], [64], est une variation du concept d'assemblage combustible CORAIL qui repose sur l'utilisation de ces matrices inertes Ici le matériaux retenue est le dioxyde de cerium (CeO_2), qui répond à différents critères de conception. Le CeO_2 n'est pas absorbant dans le domaine thermique ($\sigma_{a,th}^{\text{CeO}_2} = 2,7$ barns), et possède une température de fusion proche de celle de l' UO_2 ($T_f^{\text{CeO}_2} = 2\,400\text{ °C}$ et $T_f^{\text{UO}_2} \approx 2\,850\text{ °C}$) et est compatible avec des gaines en zircaloy [65]. Il est également dissoluble dans l'acide nitrique, utilisée dans le processus de séparation du plutonium et de l'uranium (cf. 1.2.3) [16], [65].

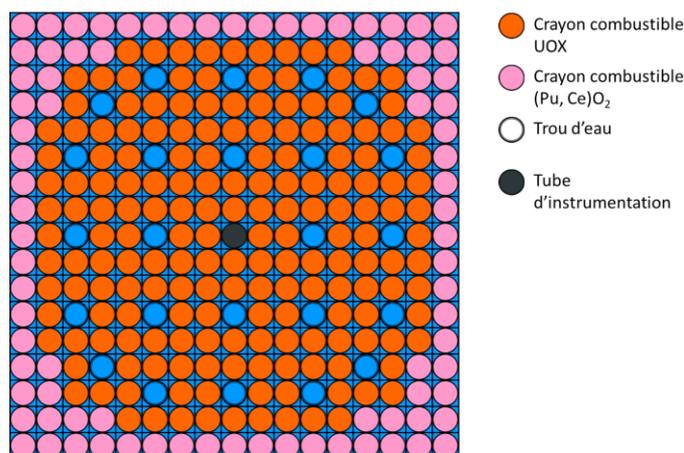


Figure 2-9 : Schéma représentant un assemblage DUPLEX, à partir de [66].

2.2.3.2 Le concept CONFU

Les matrices inertes peuvent être utilisées sous d'autres formes. Le concept CONFU (*COmbined NonFertile and Uranium*) [67] permet de stabiliser les transuraniens en REP. Il est composé de 204 crayons UOX et de 60 crayons à

matrice inerte, appelés FFFs (*Fertile Free Fuel*, traduisible par combustible sans fertile).

Les crayons FFF sont composés de microparticules sphériques. Ces microsphères contiennent le combustible nucléaire et sont composées d'YSZ (*Yttria Stabilized Zirconia*, yttria (Y_2O_3) stabilisé dans de la zircone (ZrO_2)). Elles sont ensuite intégrées dans une matrice en Spinel ($MgAl_2O_4$), ce qui permet de donner une forme cylindrique à la pastille combustible, qui peut être utilisée dans la gaine d'un crayon combustible 17 x 17 standard [67]. Les crayons combustibles UOX sont enrichis à 4,2 %. Les transuraniens représentent 10 % du volume du crayon combustible FFF.

Si le choix de ces matériaux permet de bonnes propriétés mécaniques et une bonne tenue à l'irradiation [65], ils ne sont pas compatibles avec des processus de retraitement du combustible qui reposent sur l'acide nitrique, y étant insensibles [66]. Comme le concept CORAIL, le CONFU, de par sa configuration hétérogène, permet différentes configurations pour ses crayons combustibles. La Figure 2-10 illustre deux de ces configurations possibles.

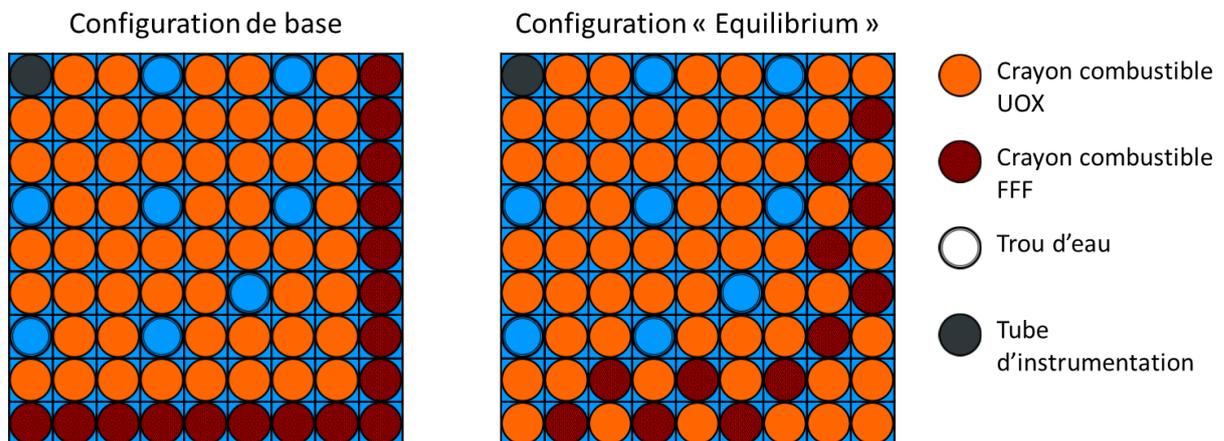


Figure 2-10 : Quarts d'assemblage combustible CONFU, pour sa configuration de base et sa configuration dite « Equilibrium », extraits de [67].

Le CONFU est conçu pour être utilisé dans des cœurs mixtes, à l'instar du combustible MOX. Les crayons FFF sont positionnés en périphérie de l'assemblage combustible, là où, à l'interface avec un assemblage UOX, le flux neutronique thermique est le plus important (cf. partie 2.1.2). La configuration « Equilibrium » permet d'obtenir des longueurs de cycle plus longues et de lisser la distribution de puissance dans le cœur, au détriment toutefois d'une moins bonne incinération des actinides mineurs, par rapport à la configuration de base [67].

Cependant, l'absence de régénération du plutonium accentue la perte de réactivité du combustible au cours de l'irradiation. Aussi, pour atteindre un taux d'irradiation élevé, il est nécessaire d'enrichir fortement le combustible en plutonium. Cela crée un combustible très réactif en début de vie du cœur. Pour contrôler cette forte réactivité initiale, des poisons consommables sont employés. Ici une couche de ZrB_2 , appelée *Integral Fuel Burnable Absorber* (IFBA), recouvre les pastilles combustibles UOX et FFF [67].

2.2.3.3 Le concept PLUTON

Le concept PLUTON est un concept d'assemblage hétérogène avec des matrices inertes dédié à la consommation de plutonium. L'assemblage, de dimension 17 x 17, est composé de 188 crayons $\text{PuO}_2 - \text{Al}_2\text{O}_3$, 40 crayons $\text{PuO}_2 - \text{Al}_2\text{O}_3 - \text{Gd}_2\text{O}_3$ et 36 crayons ZrH_2 [69].

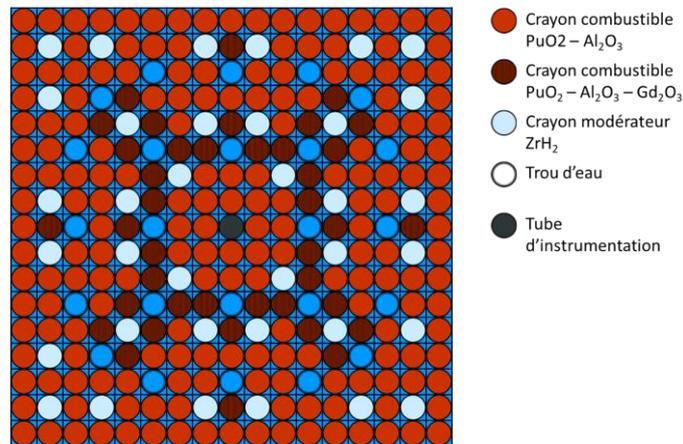


Figure 2-11 : Schéma d'assemblage du concept PLUTON [69].

Comme pour les concepts précédents, l'absence de support en uranium, remplacé ici par de l'alumine (Al_2O_3), empêche la régénération du plutonium. Ceci permet une consommation très élevée (141 kg/TWhe [69], pour comparaison une gestion MOX 30 % en EPR a une consommation d'environ 70 kg/TWhe). L'alumine n'est cependant pas compatible avec les procédés de séparations pastille-gaines utilisés actuellement dans l'industrie nucléaire, qui reposent sur l'utilisation d'acide nitrique [68]. L'utilisation de poisons consommables comme le gadolinium, couplés à de l'acide borique enrichie en ^{10}B ainsi que des barres de contrôles en hafnium permet de contrôler la réactivité. De plus, 36 crayons modérateurs solides en ZrH_2 sont utilisés. Il s'agit d'un modérateur employé dans les réacteurs TRIGA de General Atomics [71] mais aussi pour les réacteurs destinés à l'alimentation des propulseurs électriques spatiaux, comme pour le satellite américain SNAP-10A [72]. Il possède dans le domaine thermique une section efficace d'absorption similaire à celle de l'eau [71] et peut agir comme modérateur fixe en cas de vidange du réacteur [67].

2.2.3.4 Le concept APA

Le concept APA (*Advance Plutonium Assembly*, Assemblage Avancé au Plutonium) est un assemblage combustible hétérogène qui repose sur l'utilisation de larges crayons combustibles annulaires à côté de crayons UOX standards [73]. Ces crayons annulaires permettent d'avoir localement un rapport de modération supérieur à 3, ce qui va accroître les fissions du plutonium 239 (cf. 2.2). L'enrichissement des crayons UOX dépend de la qualité du Pu. Dans sa conception APA-a-36 [70], un assemblage APA est composé de 36 crayons annulaires de PuO_2 et de 120 crayons UOX. Le fait de se reposer sur un assemblage combustible hétérogène permet une large variété dans les configurations possibles pour le

concept APA, comme le montre la Figure 2-12. Différentes variantes sont disponibles dans la littérature [70], comme par exemple celle utilisant des crayons cruciformes, qui permettent d'améliorer d'avantage le rapport de modulation.

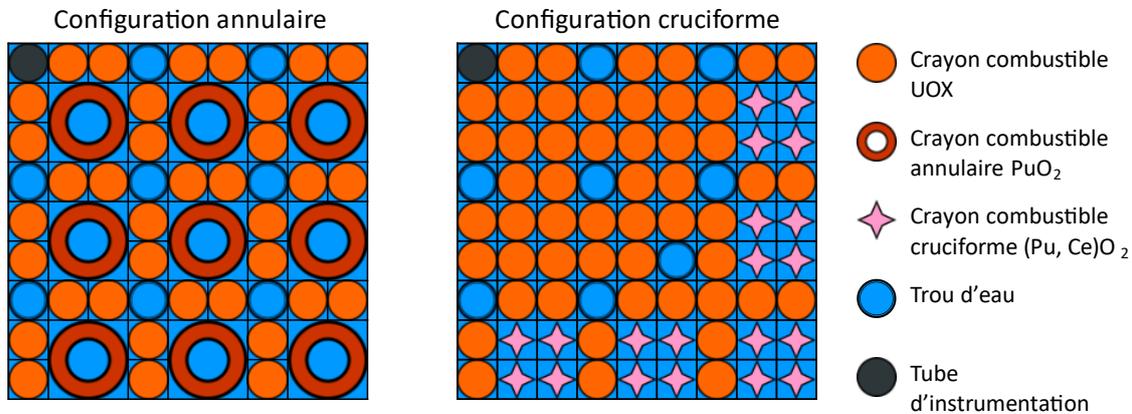


Figure 2-12 : Quarts d'assemblage combustible APA, pour une configuration avec crayons annulaires ou avec crayons cruciformes [64], [73].

L'utilisation des matrices inertes permet de bonnes consommations du plutonium, ce qui rend le concept APA adapté à l'incinération du plutonium. La présence de crayons UOX permet une adaptation au multi-recyclage, l'enrichissement en ^{235}U pouvant compenser la dégradation de la qualité fissile du plutonium [73], [74].

2.2.4 Le concept CORAIL

Le concept CORAIL (COmbustible Recyclable À ILôt), est un concept d'assemblage combustible 17 x 17 hétérogène [75], [76]. Il est à la fois composé de crayons UOX et de crayons MOX et permet, dans sa conception initiale, une stabilisation de l'inventaire en plutonium à l'échelle de l'assemblage.

En effet, le nombre de crayons UOX et MOX est ajusté de sorte à ce que la production nette de plutonium soit nulle. À noter que l'hétérogénéité de l'assemblage implique de nombreuses interfaces entre les crayons UOX et MOX. À ce titre, le positionnement du MOX en périphérie implique que tout le cœur soit chargé avec du combustible CORAIL, pour prévenir les remontées de puissances liées aux interfaces entre assemblages combustibles UOX et MOX. De plus, la présence des crayons UOX autour des tubes d'eau permet d'avoir des grappes de contrôle plus efficaces.

La Figure 2-13 présente un assemblage combustible CORAIL, issu de [75], est composé de 84 crayons MOX et de 180 crayons UOX.

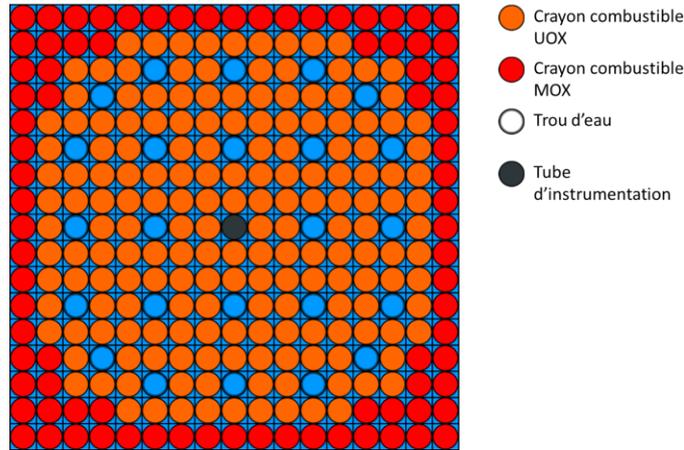


Figure 2-13 : Assemblage combustible CORAIL, tel que présenté dans [75].

Dans cette configuration, le concept CORAIL s'avère toutefois moins consommateur de plutonium que le concept MIX [64]. Dans un objectif de stabilisation de l'inventaire en plutonium avec des assemblages combustible CORAIL, il devient nécessaire de le charger dans l'ensemble des réacteurs composant le parc électronucléaire [77]. Cette moins bonne capacité à consommer du plutonium s'explique par la présence des 180 crayons combustibles UOX dans l'assemblage combustible, et donc d'uranium 238, qui va se transmuter en plutonium 239 et contrebalancer la consommation de plutonium réalisée par les 84 crayons MOX.

Une variante du CORAIL, dite CORAIL-A, positionne les crayons UOX en périphérie et les crayons MOX au centre de l'assemblage combustible. Procéder ainsi permet de proposer des cœurs mixtes UOX et CORAIL-A et d'intégrer la réversibilité d'un assemblage, mais diminue l'efficacité des barres de contrôle [78].

L'utilisation de concepts hétérogènes permet de proposer des concepts d'assemblages combustibles adaptables à de nombreux objectifs. Par exemple, il est possible de faire varier le nombre de crayons UOX et MOX, ce qui permet de piloter la consommation de plutonium. Par exemple, le concept CORAIL-TRU (pour TRansUraniens, soit le plutonium et les actinides mineurs), une variation du concept CORAIL, propose de stabiliser, en plus du plutonium, l'inventaire en actinides mineurs [79]. Pour ce faire, le concept CORAIL-TRU propose de surmodérer le combustible TRU en réduisant le diamètre des crayons combustibles, ce qui augmente le rapport du volume modérateur/combustible (2,47 contre 2,03 pour un assemblage 17 x 17 UOX conventionnel [79]) et en positionnant les 88 crayons combustibles TRU à côté de trous d'eau, la forte thermalisation du spectre à ces endroits favorisant les fissions des transuraniens.

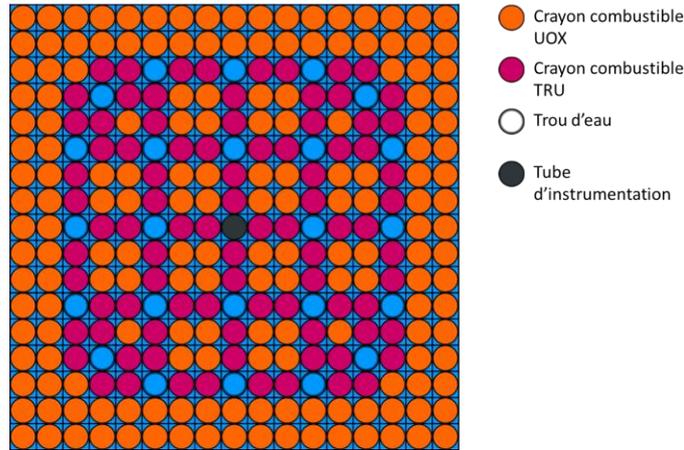


Figure 2-14 : Assemblage combustible à rapport de modération augmenté CORAIL-TRU, présenté dans [79].

Les combustibles CORAIL proposent tous de séparer physiquement les crayons combustibles contenant du ^{235}U de ceux contenant du plutonium, ce qui permet de réutiliser les crayons UOX standards, facilitant la fabrication de l'assemblage combustible.

2.2.5 Une évolution du combustible MOX : le concept MIX

Le concept MIX est une évolution du concept MOX. Aussi appelé MOX-UE (pour Uranium Enrichi), il s'agit d'un assemblage 17 x 17 composé de combustible MOX avec support enrichi en uranium-235, c'est-à-dire avec un enrichissement supérieur à celui de l'uranium appauvri usuellement utilisé dans la fabrication du combustible MOX [58].

L'enrichissement en uranium 235 du support dépend de la teneur en plutonium et de sa qualité fissile, selon la longueur de cycle ciblée, notion qui sera détaillée en partie 1.1.3.2. Il permet de compenser la dégradation progressive de la qualité fissile du plutonium. Le combustible MIX connaît deux déclinaisons : une homogène et une hétérogène. Initialement, le MIX fut développé pour des cœurs 100 % MIX, donc sans possibilité d'avoir un assemblage MIX et un assemblage UOX adjacents. Toutefois, en cas de problème d'approvisionnement, l'assemblage combustible manquant est remplacé par un assemblage combustible UOX. Pour tenir en compte de cette potentielle réversibilité d'un assemblage combustible, la variante trizoné fut développée.

La Figure 2-15 présente un assemblage combustible MIX hétérogène trizoné conçu pour un réacteur de type EPR.

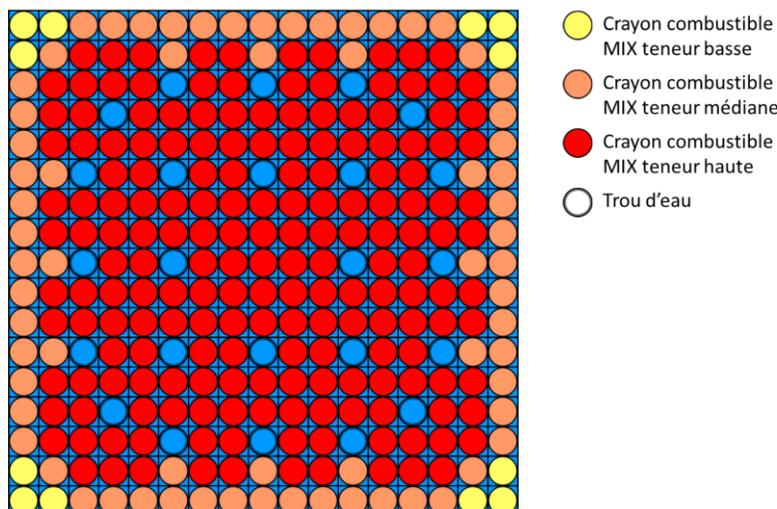


Figure 2-15 : Schéma représentant un assemblage combustible MIX trizoné.

La configuration homogène consiste en une même composition du crayon combustible dans tout l'assemblage combustible, à l'instar du combustible UOX (cf. Figure 1-3). Cette configuration, prévue pour fonctionner dans des cœurs de réacteurs entièrement chargé avec du combustible MIX, permet de s'affranchir des phénomènes d'interfaces présentés dans la partie 2.1.2 [20]. La configuration hétérogène implémente un zonage dans la teneur fissile du plutonium, comme pour le combustible MOX. L'utilisation du zonage permet de concevoir des gestions combustibles mixtes, où un cœur serait rechargé à la fois avec des assemblages combustibles UOX et MIX.

2.3 Classification des différents concepts combustibles

En fonction de l'objectif souhaité, le combustible choisi ne sera pas la même. La stratégie actuelle en France de ne pas accumuler d'assemblages combustibles UOX justifie l'utilisation de gestion combustibles MOX [22], tandis qu'une stabilisation de l'inventaire en plutonium requiert d'utiliser des combustibles qui peuvent fonctionner avec un vecteur plutonium dégradé, comme le MIX ou le CORAIL, où le concept combustible peut être enrichi en uranium 235. Enfin, l'incinération du plutonium est à faire dans des gestions combustibles sans ou avec peu d'uranium 238, comme pour le concept PLUTON.

Le Tableau 2-2 permet de comparer les bilans de masses de différents combustibles développés pour le multi-recyclage du plutonium, ainsi que des combustibles UOX et MOX, pour comparaison. Pour chaque combustible, les bilans de masses du plutonium et des actinides mineurs sont donnés, à l'exception du CONFU où c'est le bilan de tous les transuraniens (Pu + AM) qui est présenté.

Nous retrouvons tout d'abord dans ce tableau que les combustibles les plus consommateurs de plutonium sont ceux avec des matrices inertes, comme le PLUTON ou l'APA. Le MIX se révèle également être un bon consommateur de plutonium, au prix d'une production d'actinides mineurs plus élevée.

Les combustibles hétérogènes comme le CONFU ou le CORAIL ont, selon leur variante, une production nulle ou presque de plutonium. Le DUPLEX, grâce à l'utilisation de matrices inertes, permet d'atteindre une meilleure consommation de plutonium, pour une production d'actinides mineurs équivalente à celle du CORAIL. Ceci se retrouve également pour le CONFU, où les bilans de masses des transuraniens sont négatifs, contrairement au CORAIL (1), légèrement producteur de transuraniens (2,4 kg/TWhe).

Tableau 2-2 : Comparaison des consommations pour différents combustibles.

Assemblage	UOX	MOX	MIX	CORAIL ¹⁰		DUPLEX	APA ¹¹	CONFU ¹² [67]		PLUTON
	[64]	[64]	[64]	(1)[64]	(2)[79]	[64]	[64]	(3)	(4)	[69]
<i>Burn-up</i> ¹³ (GWj/t)	60	60	60	60	45	60	60	≈ 53		≈ 33
Bilan Pu (kg/TWhe)	26	-70	-58	-7	0,3	-25	-60			-141
Bilan AM (kg/TWhe)	3,7	17	22	9,4	0,1	9,5	12	-7,6	-0,9	13

Tous les combustibles présentés ici ne répondent pas aux mêmes objectifs. Nous proposons dans le Tableau 2-3 ci-dessous une classification des différents concepts présentés dans ce chapitre, en fonction de l'objectif visé et de la stratégie mise en place.

Tableau 2-3 : Classification des combustibles en fonction de l'objectif souhaité.

Objectif	Recyclage des matières valorisables	Stabilisation de l'inventaire en plutonium	Diminution de l'inventaire en plutonium
Stratégie	Mono-recyclage	Multi-recyclage	Incinération
Assemblage combustible	MOX	MIX CORAIL MOX-RMA REMIX	DUPLEX CONFU PLUTON APA Combustibles à thorium
Réacteur		REL HFC RNR	

L'utilisation de support en uranium enrichi, pour le concept MIX, ou de crayons combustibles UOX, pour le concept CORAIL, permet de contrebalancer la dégradation de la qualité fissile du plutonium (cf. Figure 1-16) par un apport en uranium 235. Ce faisant, le combustible peut accompagner l'évolution du plutonium au cours du multi-recyclage.

¹⁰ (1) : configuration historique [75] ; (2) : configuration CORAIL-TRU.

¹¹ Dans sa configuration annulaire avec 36 crayons larges.

¹² (3) : configuration de base ; (4) : configuration « Equilibrium ».

¹³ Pour le DUPLEX, le CONFU et l'APA, il s'agit du taux d'irradiation des crayons combustibles UOX de l'assemblage.

Une autre stratégie possible est de diminuer l'inventaire en plutonium en l'incinérant dans les réacteurs. Pour pallier la régénération du plutonium, le support en uranium 238 est remplacé par une matrice inerte, comme le cérium, ou un autre combustible nucléaire, le thorium.

Deux concepts d'assemblages combustibles semblent compatibles avec les objectifs fixés par la PPE : le CORAIL et le MIX.

Le développement de nouvelles formes de réacteurs nucléaires civils, comme les petits réacteurs modulaires, ouvrent d'autres perspectives sur la valorisation du plutonium [80] et pourraient modifier la composition du parc électro-nucléaire français dans les décennies à venir.

Conclusion du chapitre

Dans ce chapitre, nous nous sommes attardés sur les enjeux du recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée. Après une introduction aux différences de comportement en cœur de REP des combustibles uranifères comme l'UOX et des combustibles plutonifères ont été exposées. Nous avons montré comment le spectre « durci » des combustibles à plutonium influençait l'efficacité des moyens de contrôle de la réactivité, tels que l'acide borique ou les barres de contrôle. Les problématiques d'interface entre les combustibles UOX et ceux à plutonium ont également été évoqué, avec l'apparition de pics de puissance aux interfaces. Le comportement du combustible en fonctionnement accidentel a également discuté, avec l'étude de l'évolution de la réactivité du combustible lors de la vidange du cœur ; le rôle du plutonium 240, de l'uranium 238 et l'importance de limiter la teneur en plutonium du combustible y étant souligné.

Puis, différents assemblages combustibles ont été présentés. Il s'agit de concepts permettant de réutiliser le plutonium en réacteur, dans une optique de le multi-recycler, ou au contraire de favoriser son incinération par fission, en utilisant un support inerte comme l'oxyde de cerium, ou un support en thorium.

Enfin une proposition de classification de ces différentes combustibles a été proposée. Pour cette étude, le combustible MIX a été retenu, faisant parti des concepts combustibles ayant le niveau de maturité industrielle le plus aboutie.

La possibilité de trizoner l'assemblage combustible garantit la réversibilité du combustible, qui peut être remplacé par un assemblage combustible UOX en cas d'aléas d'approvisionnement, par exemple une rupture de la chaîne d'approvisionnement. Enfin, il conserve une structure 17 x 17, ce qui permet de l'employer dans des gestions combustibles hybrides avec de l'UOX, à l'instar du combustible MOX.

Toutes ces raisons font que la suite de ce travail portera sur le développement et l'optimisation d'une gestion MIX 100 % dans un cœur de réacteur de type EPR. La modélisation de ces réacteurs, avec une présentation du code de cœur COCAGNE, et la conception d'une gestion combustible seront discutés dans le

chapitre 3, tandis que le chapitre 6 proposera une évaluation du combustible MIX à l'aune du multi-recyclage du plutonium, à partir d'une méthode d'optimisation développée dans le chapitre 5. Enfin, le chapitre 7 présentera un scénario électro-nucléaire qui présente une stabilisation de l'inventaire en plutonium à partir de gestions combustibles MIX.

3 Éléments de modélisation des réacteurs à eau pressurisée

Sommaire

3.1	Calculs neutroniques	66
3.1.1	Le calcul neutronique en deux étapes	66
3.1.2	Niveaux d'homogénéisation de l'assemblage combustible	67
3.1.3	Présentation de COCAGNE	69
3.2	Éléments d'exploitation des cœurs de réacteur à eau pressurisée	70
3.2.1	La concentration en bore CB	70
3.2.2	Le facteur de point chaud Fxy	71
3.2.3	Les consommations et productions d'isotope	72
3.2.4	L'efficacité d'utilisation du plutonium ηPu	73
3.2.5	Le facteur d'équilibre fMIX	77
3.2.6	Le coût amont du combustible CA	79
3.3	Estimation de l'effet de vidange	80
3.4	Les enjeux du multi-recyclage du plutonium avec une gestion combustible MIX	82
	Conclusion du chapitre	83

Les chapitres introductifs de ce manuscrit ont présenté le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée ainsi que plusieurs concepts combustibles développés pour l'utilisation du plutonium dans ces réacteurs. L'étude et la conception de gestions combustibles adaptées au multi-recyclage du plutonium repose sur des calculs d'évolution en cœur. Dans ce travail, l'outil informatique utilisé pour modéliser l'évolution d'un cœur de REP est le code de cœur COCAGNE, développé par EDF pour la future chaîne de calcul ODYSSEE. Travailler à l'échelle du cœur complet permet de mettre en exergue des notions importantes pour une gestion combustible pérenne, comme la longueur d'une campagne d'irradiation ou des facteurs de sûreté.

Nous présentons en partie 3.1 la méthode de calcul neutronique utilisée dans cette thèse. Cette partie introduit les principes généraux de fonctionnement du calcul neutronique à deux étapes puis se concentre sur l'homogénéisation et la dé-homogénéisation des assemblages combustibles et se conclut par une présentation générale de COCAGNE. Puis, la partie 3.2 développe différents indicateurs utilisés ou développés pendant cette thèse, qui permettent d'évaluer une gestion

combustible. Enfin, ce chapitre se conclue, en partie 3.2.3, par une présentation des différents enjeux associés à l'évaluation d'une gestion combustible pour le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs de type EPR chargés à 100 % de combustible MIX.

3.1 Calculs neutroniques

L'enjeu de cette thèse est de proposer une méthode d'optimisation du combustible nucléaire à destination du multi-recyclage du combustible. Cette optimisation du combustible se fait sur la base de critères liés à la sûreté, à la conception du réacteur ou à ses performances économiques. Pour évaluer un combustible, un calcul d'évolution sur cœur complet est réalisé par le code COCAGNE. Ce calcul correspond à une succession de calculs de diffusion à deux groupes d'énergie, à différents pas d'irradiation, réalisés sur un cœur modélisé en 3 dimensions avec des assemblages homogènes.

Cette partie commencera par une présentation générale du calcul en deux étapes, puis se poursuivra sur une présentation du concept d'homogénéisation et de dé-homogénéisation de l'assemblage combustible et des conséquences sur le calcul de flux avant de se conclure une présentation générale du code de cœur COCAGNE.

3.1.1 Le calcul neutronique en deux étapes

Dans cette thèse, la résolution de l'équation du transport se fait par un calcul neutronique en deux temps. Cette approche en deux étapes est schématisée par la Figure 3-1.



Figure 3-1 : Schéma de l'approche en deux étapes de la chaîne de calcul de cœur d'EDF.

Tout d'abord, un calcul sur le schéma de calcul à l'échelle assemblage est par le code d'assemblage APOLLO2 [46]. Un premier calcul de probabilité de collision (PC) est réalisé à 281 groupes d'énergie, suivi par un second calcul du transport des neutrons par la méthode des caractéristiques (*method of characteristics* ou MOC) à 36 groupes d'énergie.

COCAGNE nécessite d'avoir des sections efficaces dépendantes de l'irradiation du combustible pour calculer son évolution au cours d'un cycle. Pour ce faire, APOLLO2 effectue un calcul d'évolution à l'échelle assemblage en résolvant les équations de Bateman. Ce calcul d'évolution est réalisé à concentration en bore et température du modérateur fixées, puis les sections efficaces isotopiques associées à un pas d'irradiation sont stockées dans une bibliothèque.

Cette bibliothèque de sections efficaces est gérée par le code CARABAS. Grâce à une succession de calculs APOLLO2, CARABAS construit pour différents taux d'irradiation des bibliothèques de sections efficaces qui dépendent de la concentration en bore C_B , la température du combustible T_{comb} , la densité du modérateur d_{mod} et la concentration en xénon Xe .

Ces sections efficaces dépendantes de l'irradiation du combustible sont retournées par CARABAS dans un fichier DKZIP interprétable par COCAGNE. Ce fichier DKZIP contient également les concentrations isotopiques des principaux noyaux lourds suivis par COCAGNE

Ces informations sont stockées pour différents niveaux d'homogénéisation de l'assemblage combustible. Ces niveaux d'homogénéisation sont présentés dans la partie 3.1.2.

3.1.2 Niveaux d'homogénéisation de l'assemblage combustible

COCAGNE peut utiliser trois niveaux de représentation spatiale de l'assemblage combustible, ce qui correspond à trois niveaux d'homogénéisation des sections efficaces issues des calculs APOLLO2 : homogénéisation à l'échelle assemblage, multi-domaine ou crayon par crayon, comme illustré par la Figure 3-2 ci-dessous

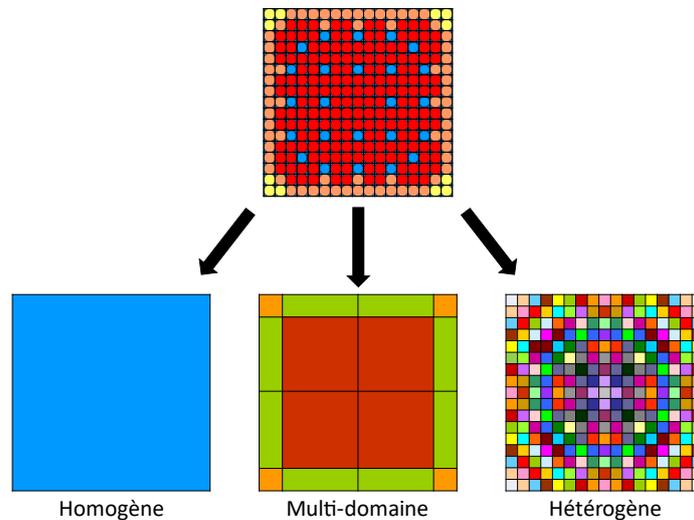


Figure 3-2 : Les trois niveaux d'homogénéisation de l'assemblage combustible dans COCAGNE [7].

Le passage d'une description fine de l'assemblage combustible APOLLO2 à une approximation homogénéisée implique de condenser flux et taux de réactions.

La section efficace macroscopique dans une cellule macroscopique M , pour un groupe macroscopique est égal à :

$$\Sigma_{X,M}^G = \frac{\sum_{m \in M, g \in G} V_m \Sigma_{X,m}^g \phi_m^g}{\phi_M^G}$$

avec :

- $\Sigma_{X,m}^g$ la section efficace macroscopique pour la réaction X et le groupe d'énergie g , dans la cellule m ;
- ϕ_M^G , dans une cellule macroscopique M , pour un groupe macroscopique G ;
- M une cellule macroscopique, rassemblant une ou plusieurs cellules m ;
- G un groupe d'énergie macroscopique, rassemblant un ou plusieurs groupes d'énergie g .

Résoudre l'équation du transport sur des macro-cellules et avec des macro-groupes d'énergie, donc en utilisation les taux de réactions macroscopiques, renvoie un flux « de diffusion » ψ_M^G . Ce flux, calculé par COCAGNE, est différent du flux « de transport » ϕ_M^G obtenu par APOLLO2, à cause de la perte d'information inhérente à la condensation en énergie, l'homogénéisation sur un macro-volume ou de la transition entre un calcul de flux réalisé par la méthode des transports et un flux obtenu par diffusion. Ainsi les taux de réactions obtenus par le calcul de transport et le calcul de diffusion diffèrent :

$$\Sigma_M^G \phi_M^G \neq \Sigma_M^G \psi_M^G$$

Afin de prendre en compte cette perte d'information, COCAGNE résout un problème d'équivalence entre les flux ψ_M^G et ϕ_M^G par la méthode SPH [45]. À cette fin, le code détermine, par recherche itérative dans chaque macrocellule et macro-groupe d'énergie, un coefficient correctif λ_M^G appliqué sur les sections efficaces macroscopiques, qui permette une équivalence entre le flux ϕ_M^G , et le flux ψ_M^G .

$$\tilde{\psi}_M^G(\tilde{\Sigma}_M^G) = \psi_M^G(\lambda_M^G \Sigma_M^G)$$

où $\tilde{\psi}_M^G$ est le flux corrigé, équivalent au flux ϕ_M^G . Ce faisant, les taux de réactions obtenus sur le macro-volume par COCAGNE en diffusion sont équivalents aux taux de réactions obtenus sur ce même volume par APOLLO2 en transport.

$$\begin{aligned} \lambda_M^G \Sigma_M^G \tilde{\psi}_M^G &\cong \Sigma_M^G \phi_M^G \\ \Leftrightarrow \lambda_M^G &= \frac{\phi_M^G}{\tilde{\psi}_M^G} \end{aligned}$$

À noter que, dans la situation où le macro-volume correspond à l'assemblage combustible entier (la situation homogène de la Figure 3-2), $\lambda_M^G = 1$, puisque dans cette situation les courants neutroniques aux limite de l'assemblage combustible sont nuls, donc les flux ϕ_M^G et ψ_M^G sont égaux, tout comme les taux de réactions obtenus par transport et par diffusion.

À l'inverse, dans la situation où l'assemblage combustible a été homogénéisé, l'accès immédiat à la distribution de puissance du crayon n'est plus possible. Or, comme cela a été présenté dans la partie 2.1.2, la distribution de puissance au sein d'un assemblage combustible est un élément important de l'étude de son comportement sous irradiation en cœur.

Cette reconstruction de puissance repose sur l'hypothèse que le flux peut être décomposé en deux parties¹⁴ : une partie macroscopique, ψ et une partie microscopique Ψ . Cette hypothèse, détaillée dans [81], [82], propose de décomposer le flux d'un réacteur comme le produit d'un flux macroscopique ψ , issu d'un calcul de diffusion à peu de groupes avec des sections efficaces macroscopiques homogénéisées, et une fonction de forme Ψ .

Cette dernière traduit les particularités géométriques locales de l'assemblage combustible, comme les trous d'eau, la présence de poisons consommables ou les variations d'enrichissement au sein de l'assemblage combustible (pouvant par exemple résulter d'un zonage). Elle est obtenue à partir d'un calcul de flux réalisé par APOLLO2 à l'échelle assemblage, avec un maillage crayon par crayon et dans sa forme la plus générale, peut s'écrire comme :

$$\Psi_c^G = \frac{\int_c \phi_c^{G,\infty} dV}{\frac{1}{N_c} \sum_c \int_c \phi_c^{G,\infty} dV}$$

où :

- $\phi_c^{G,\infty}$ est le flux hétérogène (repreant la structure fine de l'assemblage combustible) calculé par APOLLO2 en milieu infini, au macrogroupe d'énergie G, moyenné à l'échelle de la cellule crayon ;
- N_c le nombre de crayons dans l'assemblage combustible.

À partir de l'application de la fonction de forme au flux ψ_M^G calculé par COCAGNE, le facteur de point chaud peut être reconstruit. Cette reconstruction permet d'avoir accès à la structure fine de puissance de l'assemblage combustible sans complexifier le schéma de calcul neutronique, par exemple en travaillant avec des assemblages homogènes.

3.1.3 Présentation de COCAGNE

COCAGNE [7] est le code de neutronique de cœur développé par EDF au sein de sa chaîne de calcul ODYSSEÉ.

Il permet de calculer l'évolution de cœurs à l'équilibre. Il embarque en son sein différents solveurs Domino [83] et Diabolo [84] pour le calcul de flux neutronique.

Domino résout l'équation du transport par la méthode des ordonnées discrètes (ou Pn). Diabolo permet de résoudre l'équation du transport par la méthode SPn. Ce dernier, en utilisant l'approximation $n = 1$, réalise des calculs de diffusion. COCAGNE embarque deux solveurs de flux capable de résoudre l'équation du transport ou de la diffusion.

Ces deux solveurs sont capables de travailler à plusieurs groupes d'énergies et reposent sur un maillage cartésien 3D pour leur discrétisation spatiale.

¹⁴Cette proposition de découper une information en plusieurs échelles se retrouvera dans le krigeage, méthode d'interpolation spatiale présentée dans le 4

COCAGNE possède également un solveur d'évolution microscopique qui suit les concentrations d'un nombre limité d'isotopes, une quarantaine parmi les plus importants pour le calcul de la réactivité ainsi que les principaux produits de fission. Les solveurs neutroniques acceptent différentes représentations de l'assemblage combustible, comme cela a été discuté dans la partie 3.1.2 ci-dessus, avec le module de reconstruction de distribution de puissance à l'échelle crayon. Enfin, COCAGNE possède également un solveur de thermo-hydraulique simplifiée, qui lui permet de calculer l'état thermodynamique du cœur, notamment la température du combustible T_{comb} et la densité du modérateur d_{mod} .

3.2 Éléments d'exploitation des cœurs de réacteur à eau pressurisée

COCAGNE permet de calculer l'évolution du cœur à différents taux d'irradiation et d'obtenir différents résultats neutroniques. Ce faisant, il donne accès à plusieurs observables du cœur, comme sa distribution de puissance à chaque pas d'irradiation, la concentration en bore ou les taux de réactions des assemblages combustibles, pour ne citer que ceux-là.

Nous allons dans cette partie décrire une partie des observables que calcule COCAGNE. Ces observables nous permettront de définir par la suite des critères pour l'évaluation de différents combustibles dédiés au multi-recyclage du plutonium.

3.2.1 La concentration en bore C_B

Au cours d'une campagne d'irradiation du combustible, la concentration en bore varie de sorte à maintenir le cœur toujours dans un état critique. La concentration en bore, notée C_B , est simplement la concentration en bore dans le circuit primaire. Elle est mesurée en ppm (partie par million).

La Figure 3-3 illustre cette variation au cours d'une campagne d'irradiation du combustible, pour une gestion combustible MIX avec le plan de chargement présenté en partie 1.1.3.3.

Cette figure montre que la concentration en bore diminue presque linéairement avec le taux d'irradiation au cours d'un cycle.

La concentration en bore est donc proportionnelle à la réactivité du cœur. Cette dernière est plus élevée en début de campagne, lorsque le combustible neuf vient d'être chargé, ce qui explique pour généralement les concentrations en bore les plus élevées se trouvent en début de cycle. À noter que, dans la situation où beaucoup de poisons consommables sont utilisés avec le combustible, le pic de réactivité, et donc de concentration en bore, peut se déplacer au milieu du cycle, au moment du « rebond gadolinium » (nom donné à la hausse de réactivité liée à l'épuisement des poisons consommables, principalement du gadolinium, cf. Figure 2-3). Dans ce travail, la gestion employée étant une gestion 100 % MIX, les crayons combustibles ne présentent pas de poisons consommables, donc ont une concentration en bore plus élevée en début de cycle.

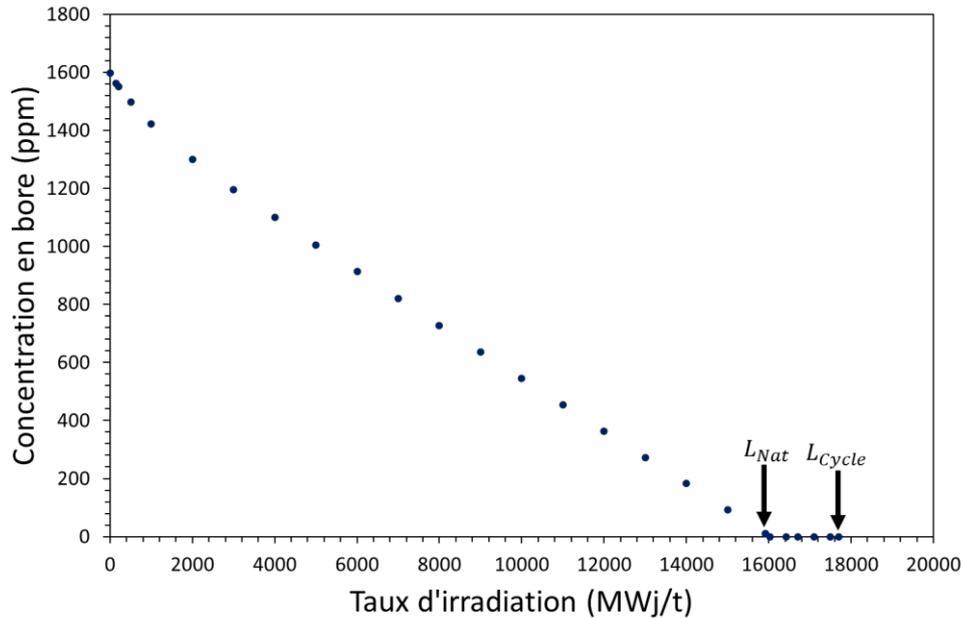


Figure 3-3 : Evolution du taux d'irradiation au cours d'une campagne, pour une gestion combustible MIX, issue d'un calcul COCAGNE.

En début de campagne, afin de respecter certains critères de dimensionnements du circuit de contrôle volumétrique et chimique¹⁵, la concentration en bore dans le circuit primaire ne doit pas dépasser certains seuils. Afin de simuler cet aspect dans les études d'optimisations réalisées par la suite dans ce manuscrit, nous choisissons de limiter la concentration maximale en bore à 2 000 ppm, pour se prémunir des problèmes de vidanges (cf. partie 2.1.3) lorsque le calcul de l'effet de vidange n'est pas disponible.

3.2.2 Le facteur de point chaud F_{xy}

Le facteur de point chaud d'un crayon, noté F_{xy} , est le maximum des rapports entre la puissance linéique moyenne d'un crayon (calculée sur sa hauteur fissile) et la puissance linéique moyenne dans le cœur, pour chacun des crayons du cœur. Dans COCAGNE, la puissance linéique moyenne du crayon est reconstruite à partir d'une méthode de reconstruction de la puissance à l'échelle crayon (cf. partie 3.1.2). La formule du facteur de point chaud est donnée ci-dessous :

$$F_{xy} = \max_{c \in \text{cœur}} \left(\frac{P_{lin.}^c}{P_{lin.}^{moy.}} \right)$$

À titre illustratif, la Figure 3-4 représente, pour une gestion MIX 100 %, l'évolution de son facteur de point chaud maximal à chaque pas d'irradiation.

¹⁵ Le circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV) est un système auxiliaire qui assure plusieurs fonctions dont le contrôle du volume de fluide dans le circuit primaire, la réactivité du cœur, en contrôlant sa borication, c'est-à-dire la concentration en bore

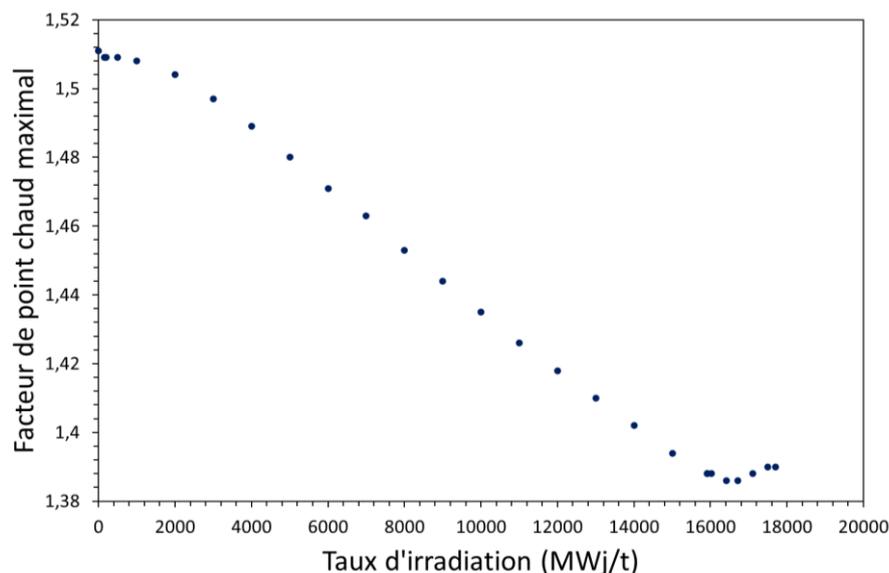


Figure 3-4 : Evolution du facteur de point chaud en fonction du taux d'irradiation, pour une gestion combustible MIX, issue d'un calcul COCAGNE.

Le facteur de point chaud est lié à la puissance linéique du crayon combustible. Le crayon combustible où se situe le facteur de point chaud va brûler plus rapidement ses isotopes fissiles et produire des produits de fission. Au cours du cycle sa puissance linéique va diminuer, et le point chaud se déplacer vers un autre endroit du cœur.

À noter que la juxtaposition de d'assemblages combustibles UOX et MOX tend à créer des pics de puissances locaux, donc des facteurs de points chaud locaux élevés (cf. 2.1.2). La hausse du facteur de point chaud max. pendant la phase de *stretch* peut s'expliquer par le regain de réactivité lié à l'abaissement en température du circuit primaire et à la remontée des grappes de contrôle. Une valeur cible de 1,50 est généralement prise comme limite haute.

3.2.3 Les consommations et productions d'isotope

Un des enjeux, lorsque l'on souhaite évaluer l'impact sur le cycle d'une gestion combustible, est de parvenir à calculer les productions et consommation des différents isotopes du combustible. Nous cherchons ici à obtenir une consommation/production par énergie produite, en kg/TWh.

Nous notons Δm_i^{AC} la variation de masse d'un isotope i quelconque, pour un assemblage combustible AC donné, comme :

$$\Delta m_i^{AC} = m_i^{AC, Déchargement} - m_i^{AC, Chargement}$$

où $m_i^{AC, frais}$ est la masse de l'isotope i dans l'assemblage combustible AC à son chargement dans le cœur et $m_i^{AC, D}$ la masse de ce même isotope dans ce même assemblage combustible à son déchargement dans le cœur.

À partir de cette variation de masse, nous pouvons obtenir C_i^{AC} la consommation (et respectivement, sa production P_i^{AC}) de l'isotope i dans l'assemblage combustible au cours de son séjour dans le cœur :

$$\begin{cases} C_i^{AC} = -\frac{\Delta m_i^{AC}}{BU_D^{AC} * m_{NL}^{AC}} & \text{si } \Delta m_i^{AC} < 0 \\ P_i^{AC} = \frac{\Delta m_i^{AC}}{BU_D^{AC} * m_{NL}^{AC}} & \text{si } \Delta m_i^{AC} > 0 \end{cases}$$

avec :

- Δm_i^{AC} la variation de masse définie ci-dessus ;
- BU_D^{AC} le *burn-up* au déchargement de l'assemblage combustible AC ;
- m_{NL}^{AC} la masse de noyaux lourds présents dans l'assemblage combustible, avant son chargement en cœur. Dans notre cas, à savoir une gestion combustible 100 % MIX, cette masse est la même pour tous les assemblages combustibles.

À partir de ce calcul, réalisé assemblage par assemblage, il est possible d'obtenir la consommation C_i (et réciproquement la production P_i) moyenne de l'isotope i par assemblage à la décharge :

$$C_i = \frac{1}{n_D} \sum_{j=1}^{n_D} C_i^j$$

où n_D représente le nombre d'assemblages déchargés à la fin du cycle.

Ces calculs de consommation ou de production d'isotopes peuvent être étendues aux éléments chimiques, en faisant le bilan, pour chaque élément, de la consommation ou de la production de chaque isotope.

3.2.4 L'efficacité d'utilisation du plutonium η_{Pu}

Nous avons introduit dans la partie précédente 3.2.3 les notions de production et de consommation d'isotope, qui reposent notamment sur des notions de bilan massique et qui cherchent à caractériser la capacité d'un combustible à produire ou consommer un isotope à une même quantité d'énergie. Ici, nous cherchons à mesurer l'efficacité d'utilisation du plutonium en réacteur, autrement dit savoir si le plutonium consommé par le réacteur a permis de produire des fissions (directes ou indirectes), ou s'il s'est transmuté en actinides mineurs qui ne fissionnent pas.

Cette mesure est effectuée à partir des bilans matières calculés assemblage par assemblage par le code COCAGNE. Pour ce faire, nous définissons ζ comme ceci :

$$\begin{aligned} \zeta &= \frac{\Delta m_{Pu \rightarrow AM} - \Delta m_{AM \rightarrow Pu}}{\Delta m_{Pu, f.iss.} + \Delta m_{Am, f.iss.} + \Delta m_{Cm, f.iss.}} \\ &= \frac{\Delta m_{Pu \rightarrow Np} + \Delta m_{Pu \rightarrow Am} - \Delta m_{Np \rightarrow Pu} - \Delta m_{Am \rightarrow Pu} - \Delta m_{Cm \rightarrow Pu}}{\Delta m_{Pu, f.iss.} + \Delta m_{Am, f.iss.} + \Delta m_{Cm, f.iss.}} \end{aligned}$$

où :

- $\Delta m_{Pu \rightarrow AM}$ est le bilan net de plutonium qui se transmute en actinide mineur (neptunium, américium et curium). Il se décompose en $\Delta m_{Pu \rightarrow Np}$ et $\Delta m_{Pu \rightarrow Cm}$;
- $\Delta m_{AM \rightarrow Pu}$ est le bilan net des actinides mineurs qui se transmutent en plutonium. Il se décompose en $\Delta m_{Np \rightarrow Pu}$, $\Delta m_{Am \rightarrow Pu}$ et $\Delta m_{Cm \rightarrow Pu}$;
- $\Delta m_{i, fiss.}$ est la variation de masse de l'élément i causée à sa fission.

Pour simplifier l'écriture de ζ , nous regroupons les bilans nets de chaque isotope par élément chimique. Ces bilans contiennent l'ensemble des réactions conduisant à des échanges de matière avec le plutonium. Par exemple, le terme $\Delta m_{Am \rightarrow Pu}$ se décompose comme suit :

$$\Delta m_{Am \rightarrow Pu} = \Delta m_{241Am \xrightarrow{(n,2n)} 240Pu} + \Delta m_{241Am \xrightarrow{\beta^+} 242Pu}$$

De la même manière, le bilan net de masse fissionnée va regrouper l'ensemble des masses d'isotopes fissionnés. Par exemple, pour $\Delta m_{Cm, fiss.}$:

$$\Delta m_{Cm, fiss.} = \Delta m_{243Cm, fiss.} + \Delta m_{245Cm, fiss.} + \Delta m_{247Cm, fiss.}$$

Afin de calculer ces différents bilans net, nous créons un volume de contrôle « autour » du plutonium, comme l'illustre la Figure 3-5.

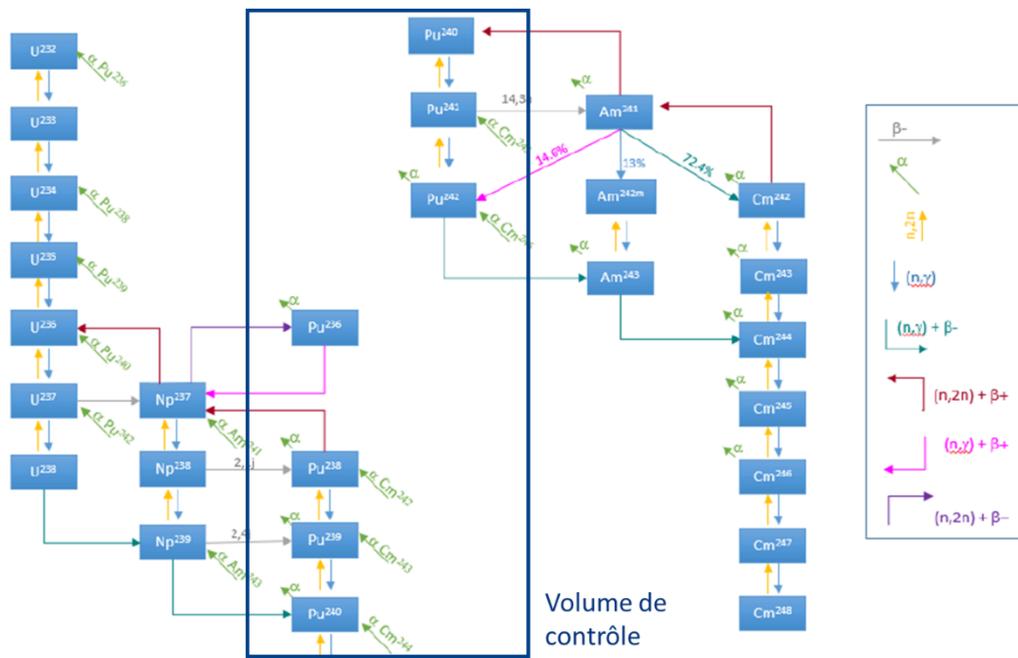


Figure 3-5 : Chaîne de décroissance radioactive des transuraniens, telle que présente dans COCAGNE [7].

Ce volume de contrôle permet de définir Δm_{Pu}^{AC} , présenté dans la section précédente, comme la variation de masse du plutonium en cœur entre deux pas d'évolutions t et $t + \Delta t$. Pour des raisons de lisibilité, nous ne ferons pas apparaître l'exposant AC par la suite dans les notations. Δm_{Pu} peut alors s'écrire comme :

$$\begin{aligned}\Delta m_{Pu} &= m_{Pu}^{Déchargement} - m_{Pu}^{Chargement} \\ &= \Delta m_{Pu \rightarrow Np} + \Delta m_{Pu \rightarrow Am} + \Delta m_{Pu \rightarrow U} + \Delta m_{Pu, fiss.} - \Delta m_{Np \rightarrow Pu} - \Delta m_{Am \rightarrow Pu} \\ &\quad - \Delta m_{Cm \rightarrow Pu}\end{aligned}$$

avec :

- $\Delta m_{Pu \rightarrow i}$ le bilan net entre le plutonium et l'élément i ;
- $\Delta m_{i \rightarrow Pu}$ le bilan matière entre l'élément i et le plutonium ;
- $\Delta m_{Pu, fiss.}$ la masse de plutonium qui fissionne.

À partir de cette nouvelle définition, nous réécrivons ζ en injectant Δm_{Pu}^{AC} dans l'équation :

$$\zeta = \frac{\Delta m_{Pu} - \Delta m_{Pu \rightarrow U} - \Delta m_{Pu, fiss.}}{\Delta m_{Pu, fiss.} + \Delta m_{Am, fiss.} + \Delta m_{Cm, fiss.}}$$

ζ se décompose en cinq termes différents : la variation de masse du plutonium Δm_{Pu} , le bilan net entre le plutonium et l'uranium $\Delta m_{Pu \rightarrow U}$ et les masses de plutonium, d'américium et de curium qui fissionnent, respectivement $\Delta m_{Pu, fiss.}$, $\Delta m_{Am, fiss.}$ et $\Delta m_{Cm, fiss.}$. Ces différents termes peuvent être obtenus à partir des taux de réactions (nous rappelons que $\tau = \frac{\Delta m}{\Delta t}$).

Si la variation de masse du plutonium Δm_{Pu} s'obtient à la fin du calcul COCAGNE (cf. section 3.2.3 ci-dessus), ce n'est pas le cas des autres bilans. Ces derniers sont obtenables exclusivement à partir des taux de fissions ou de désintégration α retournés par COCAGNE.

Pour les désintégrations α , le taux de désintégration $\tau_{\lambda, i}$ de l'isotope i à l'instant t se note :

$$\tau_{\lambda, i}(t) = \lambda \int_{V_{cœur}} N_i(\vec{r}, t) dV$$

avec :

- λ représente la constante de décroissance radioactive de l'isotope i ;
- N_i la concentration de l'élément i .

De la même manière, pour les fissions, le taux de fission $\tau_{i, fiss.}$ de l'élément i à l'instant t se définit comme :

$$\tau_{i,fiss.}(t) = \sum_j \frac{M_j}{N_A} \int_{V_{cœur}} (\phi \times \Sigma_j^f)(\vec{r}, t) dV$$

avec :

- $\phi(\vec{r}, t)$ le flux de neutrons, en neutrons.cm².s⁻¹ ;
- $\Sigma_j^f(\vec{r}, t)$ la section efficace macroscopique de l'isotope j de l'élément i , en cm⁻¹ ;
- M_j la masse molaire de l'isotope i du plutonium, en kg.mol⁻¹ ;
- N_A la constante d'Avogadro, en mol⁻¹ ;

Nous avons vu dans la partie 3.2.1 que le calcul de cœur à l'équilibre était réalisé à certains pas de temps seulement. L'intégration sur le temps des taux de fissions ne peut donc se faire qu'à certains intervalles du calcul. Une approximation par méthode des trapèzes est alors pratiquée :

$$\int_0^{L_{cycle}} f(t) dt \approx \sum_{i=1}^N \frac{f(t_{i-1}) + f(t_i)}{2} \cdot \Delta t_k$$

Dans notre situation, cette approximation est réalisée entre le début et la fin du cycle.

Une fois ces différents bilans de masse calculés, il est possible d'obtenir ζ . À titre d'exemple, nous avons calculé pour une gestion MIX 100 % quelconque la valeur des différents termes qui composent ζ . Ces valeurs sont résumées dans le tableau ci-dessous :

Tableau 3-1 : Valeurs des différents termes constituant ζ .

	Δm_{Pu}	$\Delta m_{Pu \rightarrow U}$	$\Delta m_{Pu, fiss.}$	$\Delta m_{Am, fiss.}$	$\Delta m_{Cm, fiss.}$
Bilan	-891 kg	-12 kg	-1962 kg	8 kg	4 kg

Ce que le Tableau 3-1 enseigne, c'est que les principaux contributeurs au rapport ζ sont Δm_{Pu} et $\Delta m_{Pu, fiss.}$, d'au moins 2 ordres de grandeur supérieurs aux autres contributeurs. Il est alors possible d'approximer ζ comme

$$\zeta \cong \frac{\Delta m_{Pu} - \Delta m_{Pu, fiss.}}{\Delta m_{Pu, fiss.}} = \frac{\Delta m_{Pu}}{\Delta m_{Pu, fiss.}} - 1$$

Nous pouvons voir que ζ correspond au rapport entre les masses de plutonium consommées et fissionnées. De ce constat, nous définissons enfin l'efficacité d'utilisation du plutonium η_{Pu} comme :

$$\eta_{Pu} = \frac{1}{1 + \zeta} \cong \frac{1}{1 + \frac{\Delta m_{Pu}}{\Delta m_{Pu, fiss.}} - 1} = \frac{\Delta m_{Pu, fiss.}}{\Delta m_{Pu}}$$

En utilisant l'approximation réalisée précédemment, nous voyons que η_{Pu} correspond au rapport entre la masse de plutonium fissionnée et la masse de plutonium incinéré par le cœur. Nous pouvons remarquer que η_{Pu} tend vers 1 lorsque ζ tend vers 0. Il s'agit de la situation où les bilans de masses consommées et fissionnées sont presque égaux, autrement dit celle où tout le plutonium ou presque est consommé par fission. À l'inverse, ζ est très élevé dans une situation où la consommation du plutonium se réalise par sa transmutation en actinides mineurs et non par sa fission. Dans cette situation, η_{Pu} tend vers 0.

Dans ce manuscrit de thèse, les valeurs affichées de η_{Pu} sont calculées sans approximation de ζ , donc en prenant en compte $\Delta m_{Pu \rightarrow U}$, $\Delta m_{Am, fiss.}$ et $\Delta m_{Cm, fiss.}$.

3.2.5 Le facteur d'équilibre f_{MIX}

Nous considérons ici un parc électronucléaire composé de N réacteurs chargés avec du combustible MIX et de $(N_{tot.} - N)$ réacteurs chargés avec du combustible UOX.

Dans cette thèse, le parc électronucléaire étudié est exclusivement composé de réacteurs de type EPR. Nous cherchons à obtenir une production de plutonium à l'échelle du parc nulle. Pour ce faire, il nous faut résoudre l'équation ci-dessous, exprimée à partir des bilans de masses définis dans la partie 3.2.3 :

$$C_{Pu} N E_{EPR, MIX} = P_{Pu} (N_{tot.} - N) E_{EPR, UOX}$$

avec :

- C_{Pu} la consommation de plutonium du combustible MIX ;
- P_{Pu} la production de plutonium du combustible UOX ;
- $E_{EPR, i}$ l'énergie produite par un EPR chargé à 100% avec le combustible i .

Nous postulons ici que l'énergie produite par un EPR chargé avec du MIX est égale ou presque à celle d'un EPR chargé avec de l'UOX (*i.e.* $E_{EPR, MIX} \cong E_{EPR, UOX}$).

$$\begin{aligned} \Rightarrow C_{Pu} N &= P_{Pu} (N_{tot.} - N) \\ \Leftrightarrow \frac{C_{Pu}}{P_{Pu}} &= \frac{(N_{tot.} - N)}{N} = \frac{N_{tot.}}{N} - 1 \\ \Leftrightarrow \frac{N}{N_{tot.}} &= \frac{1}{1 + \frac{C_{Pu}}{P_{Pu}}} \end{aligned}$$

Nous définissons alors le facteur d'équilibre f_{MIX} comme étant la fraction de réacteurs chargés avec du MIX nécessaire pour obtenir une production de plutonium à l'échelle du parc nulle.

$$f_{MIX} = \frac{1}{1 + \gamma} = \frac{N}{N_{tot.}} \text{ avec } \gamma = \frac{C_{Pu}}{P_{Pu}}$$

où f_{MIX} est le facteur d'équilibre et γ le rapport consommation du plutonium sur production du plutonium.

Nous ferons par la suite l'hypothèse dans ces travaux de thèse, que la production de plutonium est $P_{Pu} = 10,2 \text{ kg/TWh}$ dans un réacteur type EPR chargé en 100 % UOX.

Nous avons montré que le facteur d'équilibre suit donc une loi inverse en $1/(1 + \gamma)$, avec γ strictement positif. Son évolution est illustrée en Figure 3-6.

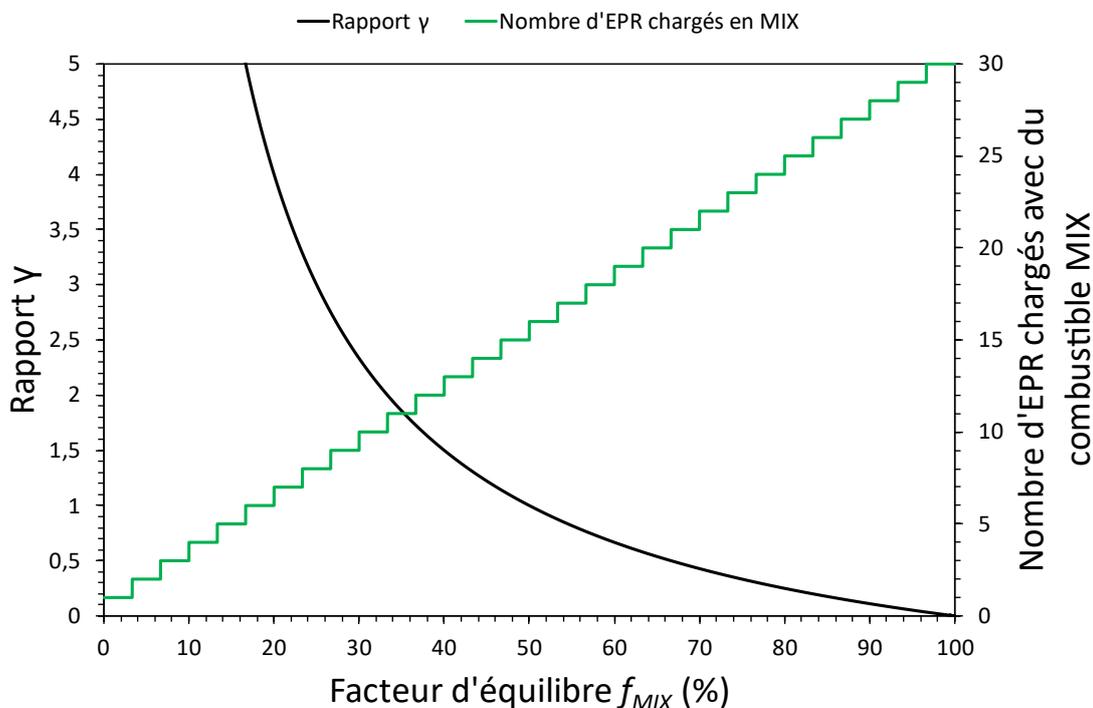


Figure 3-6 : Evolution du rapport consommation / production γ du plutonium et du nombre d'EPR chargés en 100 % MIX en fonction du facteur d'équilibre f_{MIX} .

La Figure 3-6 nous montre comment évolue γ en fonction de f_{MIX} . Naturellement, un facteur d'équilibre de 50 % se traduit par un γ égal à 1. Un f_{MIX} inférieur à 50 % implique donc d'avoir un combustible MIX qui consomme plus de plutonium qu'un assemblage UOX, et inversement.

À titre illustratif, nous prenons dans la Figure 3-6 un parc électronucléaire composé au total de 30 réacteurs de type EPR, ce qui correspond à un parc électronucléaire contribuant à 50 % du mix électrique national, comme proposé dans la PPE 2019-2023 [6]. Dans ces conditions, un f_{MIX} de 50 % correspond à un parc électronucléaire composé de 15 réacteurs chargés avec du MIX et de 15 autres avec du UOX.

Comme l'objectif du multi-recyclage est avant tout de stabiliser l'inventaire en plutonium dans le cycle du combustible, il est souhaitable d'avoir un facteur d'équilibre f_{MIX} petit. En effet, travailler avec le MIX pourrait représenter un coût plus élevé pour l'exploitant (maintien de plusieurs lignes d'enrichissement et de traitement, dimensionnement des usines en fonction des besoins en assemblages combustibles, etc.), ainsi qu'un risque d'aléas plus élevé que pour le combustible UOX (remplacement du MIX par de l'UOX en cas de problèmes d'approvisionnement, pas de stockage de combustible MIX frais dans les centrales,

à cause de « l'américiage » du plutonium, la conversion du plutonium 241 en américium 241).

3.2.6 Le coût amont du combustible CA

Le coût amont du combustible est une introduction aux calculs technico-économiques qui sont souvent réalisés lors d'études sur la viabilité économique et stratégique d'un combustible donné.

Dans ces travaux de thèse, nous modélisons le coût amont du combustible comme étant le rapport entre le coût de fabrication de ce dernier et l'énergie qu'il produit en réacteur, le tout multiplié par un facteur d'actualisation, qui correspond au délai s'écoulant entre la fabrication du combustible et la vente d'électricité.

Nous notons dans ce manuscrit le coût amont CA , exprimé en €/MWh_é. Pour un assemblage combustible, le coût amont est défini ainsi :

$$CA = \frac{FA_{\epsilon}}{BU_D^{AC} * m_{NL}^{AC} * \eta} (1 + \alpha)^{D\alpha}$$

avec :

- FA_{ϵ} le coût de fabrication de l'assemblage combustible, exprimé en € ;
- \overline{BU}_D^{AC} le taux d'irradiation moyen de l'assemblage combustible lors du déchargement du cœur, en MWj/t_{NL} ;
- m_{NL}^{AC} la masse de noyaux lourds présents initialement dans l'assemblage combustible, en kg ;
- η le coefficient de conversion de l'énergie thermique produite par le combustible en énergie électrique ;
- α le taux d'actualisation ;
- D^{α} le délai d'actualisation, symbolisant la durée s'écoulant entre la fabrication du combustible et son chargement en cœur. Il intègre le fractionnement du cœur et la moitié de la longueur de cycle.

Le coût de fabrication du combustible, FA_{ϵ} , intègre la quantité d'uranium naturel requise pour la fabrication d'un assemblage, son coût d'achat, le coût de conversion en uranium enrichi et celui de la fabrication du combustible. Dans le cas du MOX, un coût supplémentaire lié au traitement de séparation du plutonium des assemblages combustibles usés est ajouté.

En ce qui concerne le taux d'irradiation moyen de l'assemblage au déchargement, il est proportionnel à la longueur de cycle du réacteur, qui dépend du fractionnement choisi et de l'enrichissement en ²³⁵U ou, pour les combustibles MOX et MIX, de la teneur en plutonium du combustible et de sa qualité fissile associée. Pour le MIX, l'enrichissement en uranium 235 semble donc avoir un impact positif sur le coût amont, en augmentant la longueur de cycle atteignable, mais également négatif, en augmentant le coût de fabrication du combustible. Cette situation laisse entrevoir une compétition entre ces deux contributions qui sera plus discutée dans la partie 6.4.1 du chapitre 6.

Par soucis de confidentialité, le coût amont est, dans la suite de ces travaux, exprimé en relatif par rapport au coût amont d'une gestion de référence. Ici le choix a été fait d'exprimer CA par rapport à celui de la gestion MOX 30 % d'un réacteur de type EPR.

3.3 Estimation de l'effet de vidange

L'effet de vidange sur la réactivité du cœur renvoie au phénomène de vidange, détaillé dans la partie 2.1.3, qui peut être rencontré lors d'une situation accidentelle de type APRP (Accident de Perte de Réfrigérant Primaire).

Il est généralement obtenu par un code neutronique de référence qui résout l'équation du transport (cf. 3.2.3), par exemple le code TRIPOLI4, développé par le CEA [85], à l'échelle assemblage dans un environnement infini. L'effet de vidange, en tant qu'écart de réactivité, est noté dans ces travaux de thèse $\Delta\rho_{vidange}$.

Dans la pratique, nous estimons cet effet à partir de travaux menés précédemment à EDF R&D [86] grâce à l'utilisation de métamodèles. Ces métamodèles ont été développés lors de travaux menés précédemment à EDF R&D [86]. Ils permettent de prédire un effet de vidange à partir de 10 paramètres.

$$\Delta\rho_{vidange} = f\left(^{235}U, Pu, ^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu, ^{241}Am, C_B, BU^{AC}, \tau_{vide}\right)$$

où :

- ^{235}U et Pu sont respectivement l'enrichissement du combustible en uranium 235 et la teneur massique en plutonium ;
- $^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu$ et ^{241}Am constituent le vecteur isotopique du plutonium. ^{239}Pu est déduit par complémentarité à 100 % ;
- C_B correspond à une concentration en bore. Dans la pratique, deux prédictions de l'effet de vidange sont réalisées, une où $C_B = 2000$ ppm et une autre où $C_B = 3000$ ppm, ce qui permet d'enlever un paramètre ;
- BU^{AC} correspond à l'irradiation du combustible ;
- τ_{vide} est la fraction de vide dans le cœur.

Les travaux de [86] ont montré l'effet de vidange était maximum pour des des taux de vide compris entre 0,6 et 1, pour des combustibles faiblement irradiés, avec un comportement asymptotique dès 6000 MWj/t, comme l'illustre la Figure 3-7.

Cette figure représente, par deux lignes pleines, les prédictions d'effet de vidange pour $C_B = 2000$ ppm et $C_B = 3000$ ppm, c'est-à-dire $\Delta\rho_{2000}$ et $\Delta\rho_{3000}$. Est également tracé l'évolution de l'effet de vidange pour différentes valeurs de BU^{AC} , pour un combustible donné, avec $C_B = 2500$ ppm, $^{235}U = 2,5$ %U, $Pu = 8$ % et avec une composition isotopique identique à celle du combustible qui sera présenté dans la partie 5.2. Ces différentes valeurs sont obtenues par interpolation linéaire, représentée par une ligne pointillée, selon la formule suivante

$$\Delta\rho_{vidange} = \Delta\rho_{2000} \left(\frac{C_B^{3000} - C_B^{AAC\ TBH}}{C_B^{3000} - C_B^{2000}} \right) + \Delta\rho_{3000} \left(\frac{C_B^{AAC\ TBH} - C_B^{2000}}{C_B^{3000} - C_B^{2000}} \right)$$

avec :

- $C_B^{AAC\ TBH}$ qui est, pour un combustible donné, la concentration en bore du réacteur en situation d'Arrêt À Chaud (AAC), Toutes Barres Hautes (TBH), soit la situation la plus défavorable vis-à-vis du risque de retour du cœur à l'état critique¹⁶ ;
- C_B^{2000} et C_B^{3000} des concentrations en bore valant respectivement 2000 ppm et 3000 ppm ;
- $\Delta\rho_{2000}$ et $\Delta\rho_{3000}$, les effets de vidange prédits par krigeage pour le réacteur à des concentrations en bore de respectivement 2000 pcm et 3000 pcm.

$\Delta\rho$ est donc l'interpolation linéaire, à une concentration en bore particulière $C_B^{AAC\ TBH}$, de deux effets de vidange, $\Delta\rho$ et $\Delta\rho$, qui sont prédits par krigeage.

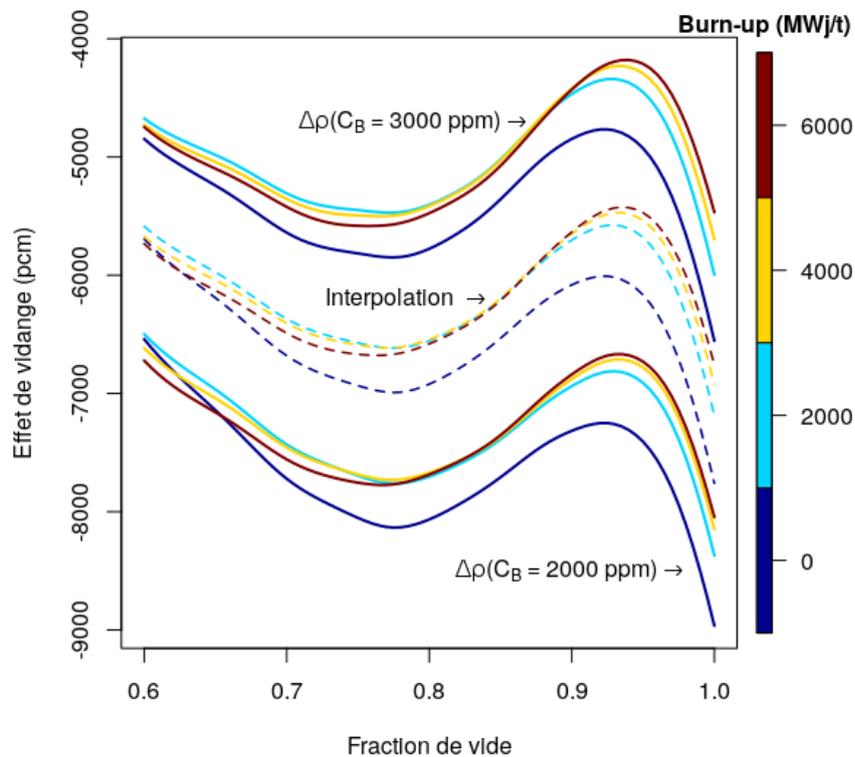


Figure 3-7 : Illustration de l'effet de vidange à C_B fixée, pour différentes valeurs de BU^{AC} , en fonction de la fraction de vide.

Pour chaque configuration de combustible, la méthode d'optimisation estime l'effet de vidange, en fonction de la fraction de vide et du *burn-up*, comme l'illustre la figure Figure 3-7 pour 4 valeurs de *burn-up* différentes (0, 2 000, 4 000 et 6 000 MWj/t). L'effet de vidange est sensiblement plus important pour les situations à *burn-up* et à fraction de vide élevés, ce qui est cohérent avec la description du phénomène de vidange réalisée en partie 2.1.3. À partir de ces différentes prédictions, la méthode d'optimisation isole la valeur maximale, donc la plus pénalisante. C'est cette valeur maximale qui servira de référence lors de l'application des contraintes à l'espace des objectifs.

¹⁶ Qui est la situation que nous cherchons à éviter lors d'une perte de modérateur-caloporteur.

3.4 Les enjeux du multi-recyclage du plutonium avec une gestion combustible MIX

Une gestion combustible MIX doit répondre à plusieurs critères pour pouvoir être compatible à un réacteur nucléaire. Les parties 3.2.1 et 3.2.2 ont mis en avant des critères de sûreté et de conception sur la concentration en bore et le facteur de point chaud maximaux. De plus, pour des raisons de sûreté, le cœur doit avoir une marge d'antiréactivité de 2 000 pcm en situation vidangée.

Les listes ci-dessous présentent l'ensemble des données d'entrées et variables de la gestion combustible, ici résumée au plan de chargement et à la nature du combustible.

Les données d'entrées de la gestion combustible étudiée dans cette thèse sont :

- Une chaudière de type EPR, avec 241 assemblages combustibles ;
- Une composition isotopique du plutonium fixée à partir de scénarios sur le multi-recyclage [87] ;
- Un assemblage combustible trizoné (cf. Figure 2-15) ;
- Un plan de chargement fractionné en demi-tiers (cf. Figure 1-6).

Les principales variables d'optimisation de la gestion combustible sont :

- L'enrichissement en ^{235}U ;
- La teneur en plutonium ;
- La qualité fissile du plutonium.

L'enrichissement en uranium 235 et la teneur en plutonium sont libres. Ces deux variables vont être les principaux leviers d'optimisation de l'étude proposée dans le chapitre 5. La variation de la composition isotopique sera également simulée (cf. chapitre 6), afin de prendre en compte l'évolution du vecteur isotopique du plutonium lors de son multi-recyclage.

Le Tableau 3-2 présente les critères retenus pour l'optimisation de la gestion combustible présentée dans ce travail.

Ces critères de la gestion combustible étudiée permettent d'exclure des gestions combustibles qui ne seraient par exemple pas viables du point de vue de la sûreté, par exemple avec un facteur de point chaud trop élevé, ou économiquement, si le coût amont est trop élevé.

La mise en place d'objectifs vis-à-vis des différents critères permet d'éliminer des gestions combustibles avec de trop mauvais résultats. Le facteur de point chaud, la concentration en bore et la marge à la vidange doivent être minimiser, ce qui permet d'éliminer les configurations trop peu performantes du point de vue de la sûreté nucléaire ou de la conception du réacteur.

À l'inverse, nous souhaitons obtenir la meilleure efficacité d'utilisation du plutonium, afin de limiter la quantité de plutonium qui transmute, et donc la production d'actinides mineurs, qui représentent une partie importante des

déchets HA-VL. Ce faisant, maximiser la consommation et l'efficacité d'utilisation du plutonium permet de s'assurer que le plutonium se consomme bien par mécanisme de fission et non par transmutation.

Une bonne consommation de plutonium permet d'avoir un facteur d'équilibre faible, ce qui permet de limiter le nombre de réacteurs de type EPR à charger avec du combustible MIX. Si possible, le combustible MIX doit également avoir le coût amont le plus bas possible, et se rapprocher du coût amont d'une gestion MOX 30 %

Tableau 3-2 : Critères de la gestion combustible étudiée.

	Critères	Objectif	Enjeu
Réacteur	Longueur de cycle	À maximiser (> 420 JEPP)	Conception, économique
	F_{xy}	À minimiser ($< 1,50$)	Sûreté
	C_B	À minimiser ($< 2\ 000$ ppm)	Conception, sûreté
	η_{Pu}	À maximiser	Conception, économique
Vidange	$\Delta\rho$ (pcm)	À minimiser ($< -2\ 000$ pcm)	Sûreté
Cycle	Consommation de plutonium	À maximiser	Economique
	Production d'AM	À minimiser	Economique, sûreté
	f_{MIX}	À minimiser	Economique
	CA	À minimiser	Economique

Conclusion du chapitre

Ce chapitre s'est ouvert sur une présentation des calculs neutroniques réalisés pendant ces travaux de thèse, avec une présentation du calcul neutronique à deux étapes.

Ensuite quelques observables des calculs de cœur ont été présentées. Ces observables ont pour certaines permis la construction d'indicateurs qui nous permettront de caractériser plus finement les différentes configurations du combustible MIX.

Enfin, nous avons mis au point une liste de critère en fin de chapitre, à partir de ces observables, qui nous serviront de contraintes et de cibles d'optimisation pour notre travail.

Nous avons retenu dans les chapitres précédents la gestion 100 % MIX pour un réacteur de type EPR. Des seuils et des cibles ont été fixés pour des critères de sûreté et de fonctionnement, comme la concentration en bore, le facteur de point chaud, la marge de réactivité en cas de vidange ou encore la consommation de plutonium ou la production d'actinides mineurs. Cette gestion combustible servira de base aux travaux d'optimisation menés dans le chapitre 5 et le

chapitre 6. Avant cela, le chapitre 4 propose une introduction aux principes d'optimisation et à une méthode d'interpolation spatiale particulière : le krigeage.

4 Principes d'optimisation et d'interpolation spatiale

Sommaire

4.1 Principes d'optimisation	86
4.1.1 Définition d'un problème d'optimisation	86
4.1.2 Optimalité au sens de Pareto	87
4.1.3 Recherche d'une solution d'optimisation	88
4.1.4 Recherche du front de Pareto	90
4.2 Interpolation spatiale	94
4.2.1 Définition	94
4.2.2 Quelques méthodes d'interpolation spatiale	95
4.3 Théorie du krigeage	98
4.3.1 Formulation générale du krigeage	98
4.3.2 La résolution d'un problème de krigeage	98
4.3.3 Validation des métamodèles	101
4.4 Création des plans d'expériences	105
4.4.1 Tirage aléatoire par maximisation d'entropie	106
Conclusion du chapitre	110

Les chapitres précédents ont introduits le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée, la modélisation des gestions combustibles et se sont conclus sur une présentation du problème d'optimisation d'une gestion combustible MIX pour des réacteurs de type EPR.

Ce chapitre introduit différentes notions d'optimisation dans la partie 4.1 puis se penche sur les problèmes d'interpolation spatiale dans la partie 4.2, en présentant différentes méthodes d'interpolation. La partie 4.3 propose une présentation de la théorie du krigeage, une méthode d'interpolation spatiale provenant de la géostatistique. Enfin, une présentation des plans d'expériences et de leur définition est effectuée dans la section 4.4 de ce chapitre, où un focus sur les plans d'expérience à entropie maximale est réalisé.

4.1 Principes d'optimisation

4.1.1 Définition d'un problème d'optimisation

Résoudre un problème d'optimisation revient à chercher le minimum (ou le maximum), c'est-à-dire l'optimum, d'une fonction donnée. Les variables de la fonction à optimiser peuvent évoluer dans un espace de recherches soumis à des contraintes. Dans ce cas, le problème d'optimisation est dit « sous-contraintes ». Ces contraintes peuvent être d'égalités ou d'inégalités, et traduisent des réalités, des externalités auxquelles le système étudié est inféodé. Dans notre étude sur le multi-recyclage du plutonium nous pouvons rencontrer plusieurs contraintes, comme avoir une longueur de cycle imposée, contrainte d'égalité, consommer un maximum du plutonium ou avoir un coût de fabrication le plus bas possible, contraintes d'inégalités.

Du point de vue mathématique, un problème d'optimisation, noté (P) , peut s'écrire ainsi [88] :

$$(P) \begin{cases} \text{minimiser } \vec{f}(\vec{x}) \\ \text{avec } \vec{g}(\vec{x}) \leq 0 \\ \text{et } \vec{h}(\vec{x}) = 0 \end{cases}$$

avec :

- $\vec{x} \in \mathbb{R}^n$ le vecteur de décision, ou solution du problème d'optimisation, contenant n variables de décision, aussi appelées dans ce manuscrit paramètres d'optimisation ;
- $\vec{f}: \mathbb{R}^n \rightarrow \mathbb{R}^l$ le vecteur -objectif, avec l objectifs à atteindre. Si $l > 1$, nous parlons d'optimisation multiobjectifs, le vecteur \vec{f} regroupant ainsi l fonctions objectifs. Dans ce manuscrit, les fonctions objectifs correspondent aux performances en cœur du combustible ;
- $\vec{g}(\vec{x}) \in \mathbb{R}^m$ le vecteur représentant m contraintes d'inégalités ;
- $\vec{h}(\vec{x}) \in \mathbb{R}^p$ le vecteur représentent p contraintes d'égalités.

L'utilisation de contraintes impose de faire une distinction entre \mathbb{R}^n , l'espace de décision, ou de recherche, de (P) , et Ω , l'espace des paramètres acceptables, c'est à dire l'espace contenant toutes les solutions \vec{x} qui répondent aux contraintes d'inégalités et d'égalités :

$$\Omega = \{ \vec{x} \in \mathbb{R}^n \forall i = 1, \dots, m g_i(\vec{x}) \leq 0 \wedge \forall j = 1, \dots, p h_j(\vec{x}) = 0 \}$$

Les solutions d'un problème d'optimisation peuvent alors être regroupées en trois catégories :

- Les solutions acceptables, qui respectent les contraintes du problème ($\vec{x} \in \Omega$) ;
- Les solutions inacceptables, qui ne les respectent pas ($\vec{x} \notin \Omega$) ;

- Les solutions optimales¹⁷, qui appartiennent au sous-espace des solutions acceptables et qui minimisent $\vec{f}(\vec{x} \in \Omega)$ le vecteur objectif.

La compétition entre plusieurs objectifs induit souvent une compétition entre eux, dans le sens où la minimisation d'un objectif peut résulter en l'augmentation d'un ou plusieurs autres objectifs. De cette compétition entre objectifs découle une impossibilité de trouver un vecteur de solution \vec{x} qui les atteignent tous. La résolution d'un problème d'optimisation multiobjectifs cherche, paradoxalement, non pas à trouver une solution qui atteigne tous les objectifs, mais plutôt un compromis, c'est-à-dire un ensemble de solutions répondant à une partie des objectifs tout en dégradant les performances obtenues sur les autres.

De cette recherche du compromis découle une notion important en optimisation, celle de dominance, que nous allons définir ci-dessous, qui nous permettra de donner une nouvelle définition à l'optimalité ; celle de Pareto [89].

4.1.2 Optimalité au sens de Pareto

La résolution d'un problème d'optimisation à plusieurs objectifs débouche non pas sur une mais bien plusieurs solutions, qui forment un compromis entre les différents objectifs du problème. Pour hiérarchiser les différentes solutions entre elles, nous introduisons une notion de dominance parmi les solutions du compromis [88].

La dominance consiste en une comparaison deux à deux des performances de chacun des vecteurs de décision. Nous dirons ainsi qu'une solution $\vec{x}^{(1)}$ domine $\vec{x}^{(2)}$, dont la notation $\vec{x}^{(1)} < \vec{x}^{(2)}$ est reprise de [90], si $\vec{x}^{(1)}$ est aussi performant que $\vec{x}^{(2)}$ pour tous les objectifs et que, pour au moins un objectif, $\vec{x}^{(1)}$ est strictement meilleur que $\vec{x}^{(2)}$. Autrement dit :

$$\vec{x}^{(1)} < \vec{x}^{(2)} \Leftrightarrow \forall i \in 1, \dots, n \vec{f}_i(\vec{x}^{(1)}) \leq \vec{f}_i(\vec{x}^{(2)}) \wedge \exists i \vec{f}_i(\vec{x}^{(1)}) < \vec{f}_i(\vec{x}^{(2)})$$

Les comparaisons deux à deux entre les solutions faisables du problèmes d'optimisation débouchent sur trois situations :

- $\vec{x}^{(1)}$ domine $\vec{x}^{(2)}$ ($\vec{x}^{(1)} < \vec{x}^{(2)}$) ;
- $\vec{x}^{(1)}$ est dominée par $\vec{x}^{(2)}$ ($\vec{x}^{(1)} > \vec{x}^{(2)}$) ;
- $\vec{x}^{(1)}$ et $\vec{x}^{(2)}$ ne se dominent pas i.e. $\vec{x}^{(1)} \not< \vec{x}^{(2)}$ et $\vec{x}^{(1)} \not> \vec{x}^{(2)}$. Nous dirons alors que $\vec{x}^{(1)}$ et $\vec{x}^{(2)}$ sont indifférentes l'une envers l'autre ($\vec{x}^{(1)} \sim \vec{x}^{(2)}$).

À partir de ces comparaisons entre les solutions, nous pouvons extraire un ensemble de solutions non dominées, qui constituent l'ensemble des solutions optimales au sens de Pareto. Nous parlerons d'optimalité globale¹⁸ au sens de

¹⁷ À noter que minimiser une fonction objectif revient à maximiser son opposée.

¹⁸ À noter que si l'on parle d'optimalité globale, c'est qu'une notion d'optimalité locale existe. Cet aspect local peut être introduit dans l'optimalité au sens de Pareto, en ne s'intéressants qu'aux vecteurs \vec{x} présents dans une boule de rayon δ centrée en \vec{x} . Nous dirons alors que \vec{x} est un optimum local.

Pareto pour un vecteur de décision \vec{x} lorsqu'il n'existe pas de vecteur \vec{x}' tel que $\vec{x}' < \vec{x}$ (\vec{x}' et \vec{x} pouvant être indifférents l'un envers l'autre). Cet ensemble de solution est appelé ensemble optimal de Pareto et est noté Ω^* :

$$\Omega^* = \{\vec{x} \in \Omega \mid \forall \vec{x}' \in \Omega, \vec{x} < \vec{x}' \vee \vec{x} \sim \vec{x}'\}$$

Cet ensemble de solutions forme, dans l'espace des objectifs, une région de dimension $k - 1$ habituellement nommée « front de Pareto »¹⁹, du fait de son allure de frontière constituée par les solutions optimales²⁰. Il se peut que l'on soit intéressé d'étudier d'autres solutions, dominées, que celles constituant le front de Pareto.

L'étude et le classement de ces solutions dominées se fait par la notion de rang. Les solutions constituant le front de Pareto sont alors dites de rang 1. En retirant ces solutions de l'espace des solutions faisables (i.e. $\Omega \setminus \Omega^*$) et en recherchant les nouvelles solutions optimales de Ω privé de Ω^* , nous obtenons les solutions de rang 2. Il est possible de trier ainsi l'entièreté des solutions appartenant à Ω . Les solutions appartenant à un même rang supérieur à 1 conservent les propriétés que celles constituant Ω^* , c'est-à-dire qu'elles sont indifférentes entre elles, dominant celles de rang supérieur et sont uniquement dominées par celles de rang inférieur.

C'est à partir de cet ensemble de solutions optimales que le choix d'une solution peut se faire.

4.1.3 Recherche d'une solution d'optimisation

Résoudre un problème d'optimisation multicritère donne tout d'abord accès à un ensemble de solutions optimales, le front de Pareto. La sélection d'une solution parmi celles du front de Pareto provient de la relation existante entre l'utilisateur de la méthode de résolution du problème d'optimisation, et la méthode d'optimisation en elle-même, que nous nommerons « solveur ». De cette relation découlent trois familles de méthodes d'optimisation multiobjectifs [91] :

- Les méthodes à formulation des préférences *a priori* : l'utilisateur définit le compromis qu'il souhaite réaliser, il fait part de ses préférences au solveur, qui résout ensuite le problème d'optimisation et lui retourne une solution (utilisateur \rightarrow solveur) ;
- Les méthodes à formulation des préférence *a posteriori* : l'utilisateur étudie l'ensemble des solutions retournées par le solveur, qui constituent la surface de compromis du problème. À partir de cette surface l'utilisateur peut sélectionner une solution (solveur \rightarrow utilisateur) ;
- Les méthodes à formulation des préférences interactive : l'utilisateur affine son choix de solution au fur et à mesure que le solveur lui retourne

¹⁹ Si ce terme est approprié pour les problèmes d'optimisations bi-objectifs, il se retrouve limité pour les problèmes où $k > 2$, c'est pourquoi nous utiliserons également dans ce manuscrit les termes de surface, ou d'hyperplan, de compromis, ou de Pareto.

²⁰ Sauf précision contraire, toute mention de solution optimale est désormais à considérer comme au sens de Pareto.

des résultats intermédiaires. Ces méthodes sont également dites « progressives ».

Chacune de ces trois approches ont des avantages et des inconvénients, inhérents à leur nature.

Les méthodes à formulation des préférences *a priori* reposent sur l'utilisation de pondérateurs, permettant une hiérarchie des objectifs d'optimisation en fonction des préférences de l'utilisateur. La résolution du problème d'optimisation multi-objectifs devient alors une somme de problèmes mono-objectif, plus simples à résoudre, mais qui demandent toutefois de les hiérarchiser entre eux.

Les méthodes à formulation des préférences *a posteriori* permet de ne réaliser qu'un unique calcul d'optimisation, pour ensuite définir ses préférences entre les différents objectifs de son problème. Si la construction et la visualisation de la surface de compromis s'avèrent être des outils puissants pour la classification des objectifs à optimiser du problème, ils peuvent impliquer l'utilisation de méthodes de résolution et de visualisation complexes qui peuvent avoir un coût informatique élevé. Ainsi, cette approche permet d'avoir une vision plus globale du problème d'optimisation à résoudre, mais à un coût plus élevé que la formulation *a priori*.

Les méthodes à formulation des préférences interactive sont à la croisée des chemins. C'est l'utilisateur qui va orienter la recherche de la solution retenue par la méthode d'optimisation à chaque étape de résolution du problème d'optimisation, qui peut avoir été réduit à une somme de problèmes mono-objectifs. Cette approche itérative permet d'orienter le processus de recherche de solution dans la direction souhaitée par l'utilisateur, mais lui demande d'être actif tout au long du processus.

Un des objectifs de la méthode d'optimisation développée dans cette thèse est de parvenir à la création de surface de larges espaces des objectifs, de sorte à pouvoir mieux cerner les relations physiques existantes entre les paramètres d'optimisation, à savoir les caractéristiques du combustible, et les différents objectifs du problème, dans notre situation ses performances en cœur. La construction de surfaces de compromis issues de ces larges espaces des objectifs permet de dégager pour l'ingénieur des connaissances supplémentaires sur les relations existantes entre les paramètres d'optimisation de son problème et les solutions optimales qu'il recherche.

Ces raisons font que la formulation des préférences retenue dans cette thèse pour la résolution de problèmes d'optimisation est une formulation *a posteriori*, qui se repose sur l'analyse de front de Pareto. Nous parlerons dans ce cas d'une approche Pareto du problème d'optimisation, c'est-à-dire qui se repose sur la recherche du front de Pareto d'un ensemble Ω et qui laisse ensuite à l'utilisateur la possibilité de hiérarchiser ses préférences, afin d'isoler une ou plusieurs solutions à son problème d'optimisation.

4.1.4 Recherche du front de Pareto

Nous avons discuté dans les parties précédentes la définition de solution optimale dans la résolution de problèmes à plusieurs objectifs, pour finalement retenir une définition issue des travaux de Vilfredo Pareto [89], qui permet d'isoler non pas une unique solution au problème mais plutôt un ensemble de solutions, que nous appelons un compromis, qui, dans l'espace des objectifs du problème forme une surface de compromis, plus communément connue sous le nom de « front de Pareto ». Dans ce manuscrit, nous utiliserons B24

Nous avons enfin parcouru les différentes approches existantes permettant la sélection d'une solution, la solution retenue, au problème d'optimisation, en résumant les différentes classifications existantes sur ce sujet dans la littérature.

Reste désormais à trouver comment déterminer la surface de compromis d'un espace des objectifs. Nous avons vu précédemment que le front de Pareto est l'image de Ω^* , l'ensemble optimal de Pareto dans l'espace des décision Ω . Il peut alors être noté Φ^* , front de Pareto appartenant à Φ , espace des objectifs :

$$\Phi^* = \{\vec{f}(\vec{x}) \mid \vec{x} \in \Omega^*\}$$

Pour extraire les vecteurs de décision qui appartiennent à l'ensemble optimal de Pareto, des méthodes de recherches sont disponibles dans \mathbb{R} pour les fonctions qui dépendent de 2 paramètres. Cependant ces méthodes ne sont pas disponibles pour une situation générique à N dimensions. Or c'est cette situation qui va nous intéresser pour nos cas d'applications, où le nombre de performances à optimiser peut-être supérieur à 2.

Nous avons donc mis au point une méthode parcourant le système $\vec{f}(\vec{x})$ et qui, à partir de règles d'ordonnancement des vecteurs objectifs et de la relation de dominance présentée précédemment, permet de construire itérativement la surface de compromis d'un espace des objectifs quelconque. Cette méthode s'inspire notamment de travaux de [92] et de [93], qui s'intéressaient à la recherche du vecteur optimal, respectivement au sein d'ensembles ordonnés ou d'optimisation multiobjectifs, l'intérêt de la méthode proposée ici étant de ne pas retourner une unique solution mais une surface de compromis.

Le principe de base est de parcourir chaque point de l'espace des solutions Ω et d'éliminer chacune des solutions dominées par au moins une autre solution. Une fois l'espace entier parcouru, il ne reste plus que les solutions non dominées, qui forment le front de Pareto à $l - 1$ dimensions.

À partir d'un problème d'optimisation (P) à l -objectifs, nous avons un nombre N de vecteur solutions à n -dimensions, ainsi le i -ième élément s'écrit $\vec{x}^{(i)} = (x_1^{(i)}, x_2^{(i)}, \dots, x_n^{(i)})$.

Dans l'espace des objectifs Φ se retrouvent vecteurs objectifs à l -dimensions $\vec{f} = (f_1, f_2, \dots, f_l)$. Ici, nous cherchons à minimiser \vec{f} . Nous ordonnons tout d'abord les éléments de Ω de sorte que :

$$f_1(\vec{x}^{(1)}) < f_1(\vec{x}^{(2)}) < \dots < f_1(\vec{x}^{(N)})$$

Ordonner ainsi nos solutions selon un des objectifs du problème permet d'isoler au moins un élément de la surface de compromis, puisque la solution minimisant un des objectifs est forcément incluse dans l'ensemble optimal de Pareto à $l - 1$ dimensions. Cet ordonnancement permet de réduire l'étude des relations de dominance d'une dimension et de ne comparer les relations de dominances qu'entre les $l - 1$ objectifs restants.

Puis, pour chaque solutions $\vec{x}^{(i)}, \forall i = 2, \dots, N$, nous cherchons s'il existe une solution $\vec{x}^{(j)}, \forall j = 1, \dots, i - 1$ qui domine $\vec{x}^{(i)}$ pour toutes les fonctions objectifs allant de 2 à k.

$$\vec{x}^{(j)} < \vec{x}^{(i)} \Leftrightarrow \exists j = 1, \dots, i - 1 | \forall k = 2, \dots, l f_k(\vec{x}^{(j)}) < f_k(\vec{x}^{(i)})$$

Si $\vec{x}^{(i)}$ est dominée, il est retiré de l'espace Ω .

Si $\vec{x}^{(i)}$ n'est pas dominée par la relation ci-dessus, alors il appartient à Ω^* , l'ensemble optimal du problème.

Afin de vérifier si, sur un espace connu, cette méthode est capable de retourner le front de Pareto attendu, elle est appliquée à un cas simple, celui de la boule unitaire, d'abord avec 2, puis 3 dimensions pour l'espace des objectifs.

Nous avons donc un ensemble de solutions de l'espace des objectifs qui se répartit dans un volume sphérique de rayon unitaire, centrée à l'origine du repère $\|f\| < 1$ ou $x^2 + y^2 \leq 1$ en 2D et $x^2 + y^2 + z^2 \leq 1$ en 3D.

Dans cet espace des objectifs, nous cherchons tout d'abord à récupérer le front de Pareto représentant les solutions maximisant les coordonnées x et y puis la surface de Pareto représentant les solutions maximisant les coordonnées x , y et z .

Dans la première situation, le résultat attendu est proche de l'arc de cercle $x^2 + y^2 = 1$ avec $x \geq 0$ et $y \geq 0$, tandis que dans la seconde la surface récupérée doit correspondre à une enveloppe sphérique qui recouvre la moitié haute du premier quartier de la boule unitaire (à savoir $x^2 + y^2 + z^2 = 1$ avec $x \geq 0$; $y \geq 0$ et $z \geq 0$).

$$f_x = f_y = \text{rand}(-1; 1) \text{ tel que } (S_1) \begin{cases} \max. f_x \\ \max. f_y \end{cases}$$

et

$$\begin{cases} \theta = \text{rand}(0; \frac{\pi}{2}) \\ \varphi = \text{rand}(0; 2\pi) \\ \rho = \text{rand}(0; 1) \end{cases} ; \begin{cases} f_x = \rho \cdot \sin \varphi \cdot \sin \theta \\ f_y = \rho \cdot \cos \varphi \cdot \sin \theta \\ f_z = \rho \cdot \cos \theta \end{cases} \text{ tel que } (S_2) \begin{cases} \max f_x \\ \max f_y \\ \max f_z \end{cases}$$

La Figure 4-1 illustre les résultats obtenus par l'algorithme pour les problèmes (S_1) et (S_2) .

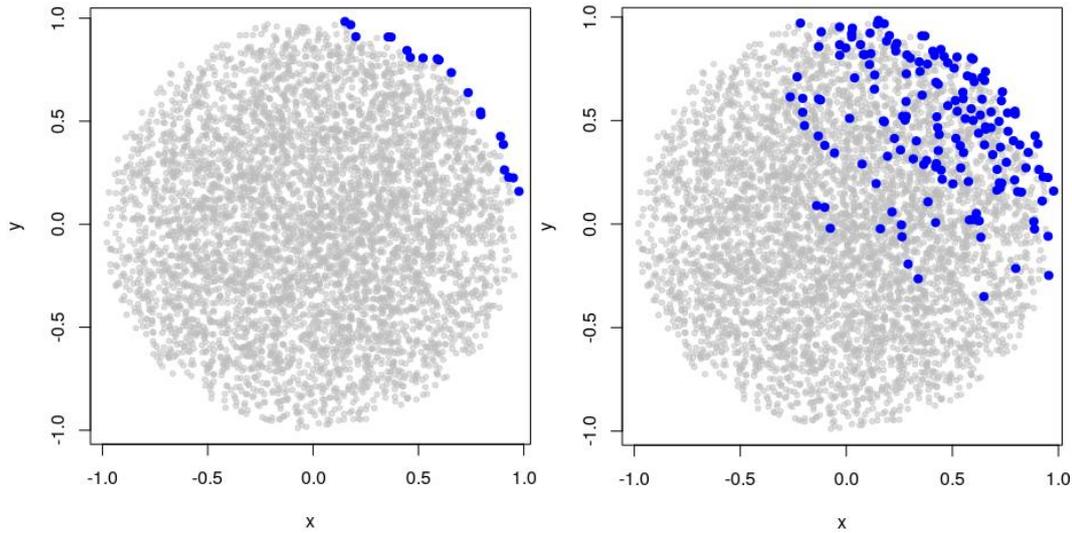


Figure 4-1 : Surfaces de compromis obtenues à l'aide de l'algorithme pour les problèmes (S_1) (gauche) et (S_2) (droite).

Comme attendu, nous retrouvons pour le problème (S_1) un front de Pareto qui reprend la forme d'un arc de cercle. Le front de Pareto du problème (S_2) a également l'allure attendu, même si le fait de travailler dans un espace discret implique de certaines solutions maximisant z ont une valeur négative sur l'axe y .

La démonstration est étendue aux espaces concaves : l'espace des objectifs n'étant pas nécessairement de nature convexe dans les problèmes d'optimisation. Pour étudier ceci, nous faisons le choix de travailler avec un espace concave, donné par un demi-hyperboloïde.

Cette fois-ci, dans la première situation, le résultat attendu est la nappe d'équation $\frac{x^2}{a^2} - z^2 = 1$ avec $x \geq 0$ et $z \geq 0$, tandis que dans la seconde situation la surface attendue est une enveloppe qui recouvre le quart droit orienté vers le lecteur, soit la nappe d'équation $\frac{x^2+y^2}{a^2} - z^2 = 1$ avec $x \geq 0$, $y \leq 0$ et $z \geq 0$.

$$\begin{cases} a = \text{rand}(0; \frac{\sqrt{2}}{2}) \\ \theta = \text{rand}(0; 2\pi) \\ \eta = \text{rand}(-2; 2) \end{cases} \begin{cases} f_x = a \cdot \sqrt{1 + \sinh(\eta)^2} \cdot \cos \theta \\ f_y = a \cdot \sqrt{1 + \sinh(\eta)^2} \cdot \sin \theta \\ f_z = \sinh(\eta) \end{cases}$$

$$\text{tel que } (H_1) \begin{cases} \max f_x \\ \max f_z \end{cases} \text{ et } (H_2) \begin{cases} \max f_x \\ \min f_x \\ \max f_z \end{cases}$$

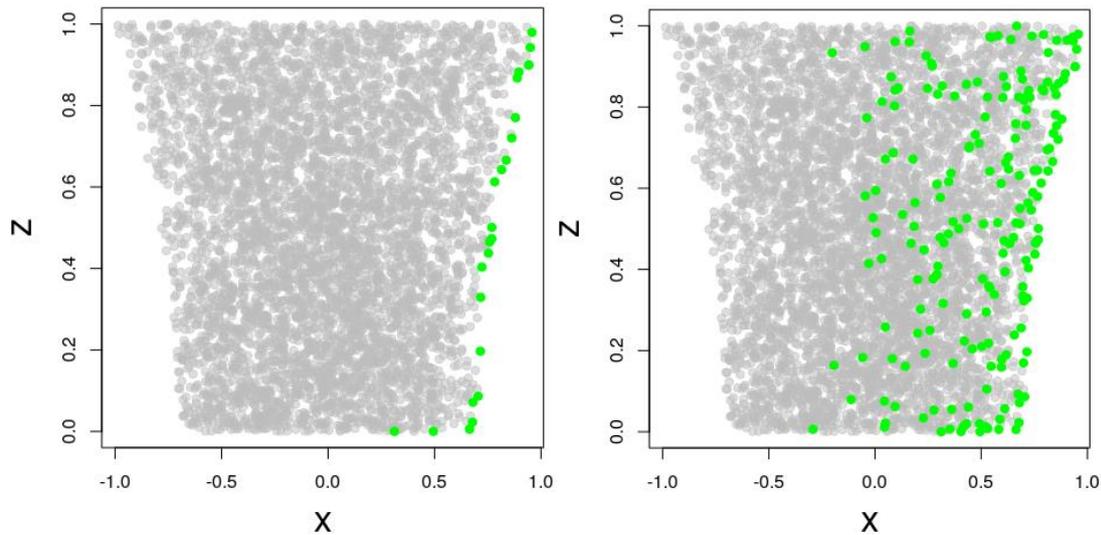


Figure 4-2 : Surfaces de compromis obtenues à l'aide de l'algorithme pour les problèmes (H_1) (gauche) et (H_2) (droite).

L'algorithme renvoie dans les deux situations le front ou la surface de Pareto attendu.

Nous avons proposé ici un tour d'horizon des problèmes d'optimisation, leur définition et les différentes optimalités qui peuvent exister. Nous nous sommes attardés sur l'une d'elle en particulier, l'optimalité au sens de Pareto, qui permet de construire un ensemble de solution de compromis dans les problèmes multicritères, c'est-à-dire un ensemble de solution qui ne permettent pas d'améliorer la performance d'un -objectif sans dégrader celle des autres.

Cette ouverture sur l'optimalité de Pareto a ouvert une discussion sur la manière de résoudre un problème d'optimisation à plusieurs objectifs. En fonction de la manière dont sont classés les objectifs entre eux, trois grandes familles de méthode de résolution peuvent être définies : les méthodes à préférence *a priori*, les méthodes à préférence interactive ou progressive et les méthodes à préférence *a posteriori*.

De cette discussion-ci, nous avons conclu que la plus adaptée à notre situation était la méthode à préférence *a posteriori*, qui se repose sur l'analyse d'un hyperplan de compromis pour hiérarchiser les objectifs entre eux. Cette conclusion nous a alors amené à nous pencher sur la manière de rechercher cet hyperplan de compromis dans un espace des objectifs discret. Finalement, une méthode de recherche de la surface de compromis dans un espace de dimension arbitraire a été proposée et validée sur des cas simples d'espaces géométriques comme la boule unitaire ou l'hyperboloïde.

Si la manière de résoudre un problème d'optimisation multi-objectifs a été évoqué ici, ni la construction des espaces des objectifs ni du plan d'expérience ne l'ont été. Nous avons vu que la résolution de problème d'optimisation multiobjectifs reposait sur la construction d'hyperplans de Pareto, et que ces hyperplans, dans les espaces discrets, pour être les plus proches de l'hyperplan de compromis théorique du problème, doivent être les plus denses possibles. Or, produire un nombre élevé de solutions dans l'espace des objectifs représente un coût numérique

important, en l'occurrence celui du solveur neutronique pour un calcul complet de la mise à l'équilibre de l'évolution du combustible en cœur.

Afin de réduire ce coût, nous avons fait le choix de faire reposer la construction des espaces des objectifs non pas sur des calculs neutroniques considérés exacts mais sur des interpolations.

4.2 Interpolation spatiale

La résolution de problèmes d'optimisation par l'étude d'hyperplans de compromis n'est efficace que pour des espaces des objectifs denses. Or, la création même de ces espaces denses n'est achevable que par une quantité élevée de calculs informatiques, au coût et à la durée qui peuvent, une fois cumulées, s'avérer prohibitifs.

Un contournement possible de ce problème est de recourir à des méthodes d'interpolation spatiale, qui permettent de prédire un phénomène physique à partir d'un nombre limité de solutions en utilisant des modèles déterministes ou probabiliste.

4.2.1 Définition

L'interpolation spatiale cherche à prédire la mesure d'un phénomène physique en tout point d'un espace, également appelé « champ », noté D . Ce champ correspond, dans notre problématique d'optimisation multiobjectifs, à notre espace des solutions \mathbb{R}^n . Ce champ peut représenter par exemple une région géologique dont le phénomène physique à mesurer est la densité de minerai présent dans le sol ou l'ensemble des caractéristiques d'un combustible nucléaire. Dans cette situation, le critère à estimer serait par exemple la longueur de cycle atteignable par notre combustible.

Il est possible d'estimer mathématiquement le phénomène étudié. Cette mesure se nomme « variable régionalisée » [94] et correspond à une fonction numérique définie sur le champ D . En reprenant les notations introduites par [95], nous noterons la variable régionalisée $\{z(s), s \in D\}$ où s représente un point du champ D , identifié par ses coordonnées (x , y et z dans une représentation géographique, les différents enrichissements en uranium et en plutonium dans notre application).

Pour un point particulier s_i , la valeur de $z(s_i)$ porte le nom de « valeur régionalisée » [96]. Un parallèle peut être établi entre la valeur régionalisée $z(s_i)$ et la valeur d'une fonction -objectif $f(\vec{x}^{(i)})$ pour une solution $\vec{x}^{(i)}$.

Cette mesure du phénomène physique en tout point du champ D n'est en réalité pas atteignable, les carottes ne sont prélevés qu'à quelques endroits dans le sol ou seules quelques longueurs de cycle sont évaluées, pour un nombre donné d'enrichissements. Pour pouvoir connaître la valeur régionalisée associée à tout point de D , il est nécessaire de réaliser une interpolation spatiale.

L'interpolation spatiale se définit donc comme la prévision de la valeur d'une variable régionalisée en un lieu, appelons-le s_0 , où aucune mesure n'a pas été effectuée à partir de valeurs régionalisées $z(s_i)$ connues, avec $i = 1, \dots, n$ [97], [98].

La valeur prédite de la variable z sur le site s_0 , soit l'estimation de z en s_0 se note $\hat{z}(s_0)$. Nous verrons dans la partie 4.2.2 quelques méthodes d'interpolations spatiales.

Nous avons présenté ici l'interpolation spatiale selon le point de vue déterministe, c'est-à-dire que la variable régionalisée est perçue comme un phénomène déterminé sans élément stochastique, c'est-à-dire sans notion de probabilité, intervenant dans sa définition. Mais il est également possible d'interpoler spatialement en employant une méthode stochastique. La variable régionalisée est définie alors comme une des réalisations possibles d'une fonction aléatoire $\{Z(s), s \in D\}$ où toute valeur régionalisée $z(s_i)$ est une réalisation de la variable aléatoire $Z(s_i)$. La Figure 4-3 résume les différents concepts présentés dans cette partie.

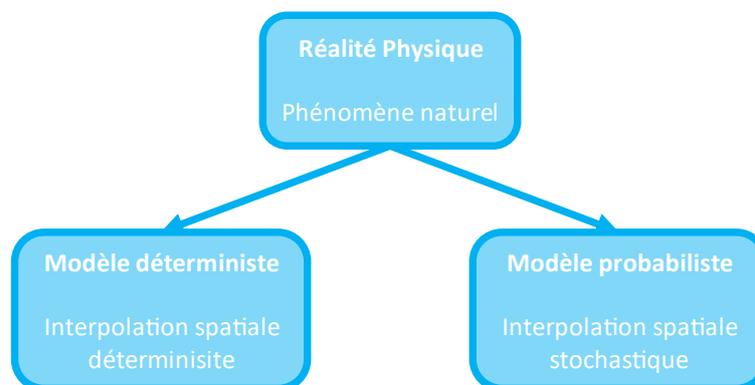


Figure 4-3 : Schéma représentant les différents modèles d'interpolation spatiale d'un phénomène naturel, issu de [95].

4.2.2 Quelques méthodes d'interpolation spatiale

Plusieurs méthodes d'estimation de $z(s_0)$ ont été mises au point et nombre d'entre elles ont été recensées dans la littérature (à ce sujet, [95], [97] proposent des inventaires assez larges des différentes méthodes d'interpolation spatiale existantes). Le but de ce chapitre n'est pas de proposer une liste exhaustive des différentes méthodes existantes, mais plutôt de présenter quelques-unes des méthodes d'estimation généralement utilisées pour résoudre des problèmes d'interpolation spatiale.

4.2.2.1 Les méthodes barycentriques

Les méthodes barycentriques, également connues sous le nom de « moyennes mobiles », font parties des méthodes d'interpolations déterministes les plus répandues. Un des estimateur les plus connus est la moyenne arithmétique :

$$\hat{z}(s_0) = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n z(s_i)$$

où nous retrouvons une combinaison linéaire donnant un même poids aux n observations à notre disposition. Si cette estimation peut être pertinente dans un

cadre où chacun des observations s'avère être indépendante de ses voisines, elle l'est beaucoup moins dans le cadre de l'interpolation spatiale, où une corrélation est attendue entre une estimation en un point inconnu s_0 et les observations à son voisinage ; cette corrélation devant être d'autant plus forte que la distance en s_0 et une observation s_i est courte. Evidemment, les n observations peuvent avoir des contributions différentes. Dans ce cas, l'équation présentée ci-dessus se reformulera ainsi :

$$\hat{z}(s_0) = \sum_{i=1}^n \lambda_i z(s_i) \text{ avec } \sum_{i=1}^n \lambda_i = 1$$

Diverses variations de cette méthode d'estimation existent, notamment sur la nature du coefficient de pondération λ_i appliqué à l'observation $z(s_i)$, mais elles gravitent généralement autour d'une fonction basée sur la distance euclidienne $|s_i - s_0|$.

4.2.2.2 Les régressions polynomiales

L'idée derrière l'interpolation par une régression est d'approcher le champ d'observation D par une surface. Cependant, contrairement aux méthodes barycentriques, dont les régressions sont dérivées, l'interpolation par régression suit un modèle probabiliste, ou stochastique, et non plus déterministe. Elle part du postulat que la variable régionalisée étudiée est une fonction aléatoire $Z(s)$ qui suit la relation suivante :

$$Z(s) = \mu(s) + \epsilon(s), s \in D$$

avec :

- $\mu(s) = E(Z(s))$, la composante déterministe, qui constitue l'espérance de $Z(s)$;
- $\epsilon(s)$, une fonction aléatoire, normale, d'espérance nulle, de variance homogène²¹ et sans dépendance spatiale²². Il s'agit d'un terme représentant les erreurs mesurées, ici indépendantes.

La composante déterministe de $Z(s)$ peut-être exprimé de différentes manières, mais une des plus usitée est la forme polynomiale, où $\mu(s)$ s'exprime à travers un polynôme de degrés d .

À deux dimensions, il s'exprime comme :

$$\mu(s) = \mu(x, y) = \sum_{\substack{i=0, \dots, d \\ j=0, \dots, d-i}} \beta_{ij} x^i y^j$$

²¹ C'est-à-dire que les variances des différentes prédictions sont similaires entre elles. Autrement dit, la variance est constante en fonction de x et de y . Cette notion est également connue sous le nom d'homoscédasticité.

²² Par exemple un bruit blanc.

Nous retrouvons ici la structure des régressions linéaires ou polynomiales, fréquemment employées pour les interpolations spatiales déterministes. L'estimation des coefficients β_{ij} se fait fréquemment par une méthode des moindres carrés, où l'objectif est de réduire le carré des résidus de la fonction aléatoire (cette méthode sera discutée plus en profondeur dans la partie 4.3.3 de ce chapitre).

4.2.2.3 Le modèle de krigeage

Le krigeage, a été initialement mis au point par D. G. Krige [99] puis fut formalisé peu de temps après par Georges Matheron [94], [100].

La méthode d'interpolation proposer d'estimer la valeur d'une variable régionalisée en un site non échantillonné s_0 par une combinaison linéaire des données ponctuelles adjacentes, ici représentées comme appartenant au voisinage de s_0 , noté $V(s_0)$. L'estimation de z en s_0 se note $\hat{z}(s_0)$ et est définie comme :

$$\hat{z}(s_0) = a + \sum_{i \in V(s_0)} \lambda_i z(s_i)$$

avec a et λ_i des inconnus du problème. La première inconnue a est une constante à déterminer tandis que les poids λ_i associés à chacune des variables aléatoires observées sont obtenues de sorte à ce la prédiction obtenue soit non biaisée et de variance minimale. Ils dépendent de la localisation des observation s_i et possèdent une dépendance spatiale, contrairement à la régression polynomiale.

Le krigeage se modélise de la même manière que la régression polynomiale, à la différence que les erreurs sont supposées dépendantes spatialement. Il s'énonce comme suit :

$$Z(s) = \mu(s) + \delta(s), s \in D$$

où :

- $\mu(s)$ est la structure déterministe pour l'espérance de $Z(s)$;
- $\delta(s)$ est une fonction aléatoire stationnaire²³, d'espérance nulle et de structure de dépendance connue, par exemple un processus gaussien.

La structure déterministe du problème peut prendre plusieurs formes. C'est la forme de cette dernière qui va déterminer si le krigeage utilisée est dit « simple », « ordinaire » ou « universel » (ce ne sont que trois catégories parmi beaucoup d'autres) [95], [98].

²³ C'est-à-dire que son comportement statistique est constant selon s . Dans le cas du krigeage $\delta(s)$ est une fonction aléatoire stationnaire du second ordre. C'est-à-dire que son espérance existe et est la même pour toute valeur de s (elle est même nulle), et que la covariance de δ entre deux sites s et $s + h$ existe et ne dépend que de h , la translation entre ces deux sites [95]

La partie 4.3 décrit le fonctionnement du krigeage et s'attarde sur deux de ces formes les plus répandues, le krigeage simple et le krigeage universel.

4.3 Théorie du krigeage

La première partie de cette section consistera en une présentation d'une manière d'obtenir les inconnues d'une estimation par krigeage en fonction de différentes contraintes. Puis nous détaillerons la résolution du krigeage avec une introduction sur les différences entre les krigeages « simples » et « universels », ce dernier étant celui employé dans le reste de ce manuscrit.

4.3.1 Formulation générale du krigeage

Le krigeage est une méthode d'interpolation qui cherche à prédire la valeur d'une variable régionalisée $z(s)$ en un point s_0 . La résolution de ce problème se base tout d'abord sur une détermination du voisinage de s_0 , qui constitue un sous-ensemble du champ D et est noté $V(s_0)$.

Toute modélisation d'une variable aléatoire $Z(s)$ par un modèle de krigeage répond à quatre contraintes :

- Contrainte de linéarité :
L'estimation de $Z(s)$ en s_0 doit pouvoir s'écrire sous la forme d'une combinaison linéaire des données $Z(s_i)$, où a et λ_i sont les inconnues du problème :

$$\hat{Z}(s_0) = a + \sum_{i \in V(s_0)} \lambda_i Z(s_i)$$

- Contrainte d'autorisation :
L'espérance et la variance de l'erreur d'estimation $\hat{Z}(s_0) - Z(s_0)$ doivent exister ;
- Contrainte de non-biais :
Si l'estimation est réalisée par krigeage, alors l'estimation en s_0 est non-biaisée :

$$E[\hat{Z}(s_0) - Z(s_0)] = 0$$

- Contrainte d'optimalité :
Sous les contraintes précédentes, les points λ_i et la constante a sont déterminés tel que la variance de biais de l'estimation en s_0 soit minimale :

$$\min(\text{Var}[\hat{Z}(s_0) - Z(s_0)])$$

4.3.2 La résolution d'un problème de krigeage

La variable aléatoire $Z(s)$ se définit comme la combinaison entre une fonction ou structure déterministe, $\mu(s)$ et un processus gaussien stationnaire $\delta(s)$, comme un bruit blanc, centré en zéro, donc d'espérance nulle. Il se note :

$$Z(s) = \mu(s) + \delta(s), s \in D$$

La structure déterministe du problème $\mu(s)$ peut prendre plusieurs formes :

- Si le krigeage est simple, $\mu(s) = m$ une constante connue²⁴ ;
- Si le krigeage est universel, $\mu(s) = \sum_{i=0}^N f_j(s) \beta_j$, combinaison linéaire de fonctions de la position s . Souvent, ce sont des tendances linéaires ou quadratiques qui sont sélectionnées. Dans le cas d'une tendance linéaire par exemple, pour un problème à $N = 2$ dimensions, nous aurons les $f_j(s)$ suivants : $f_0(s) = 1$, $f_1(s) = x$ et $f_2(s) = y$.

La covariance du processus gaussien stationnaire $\delta(s)$ s'écrit sous la forme suivante :

$$Cov(\delta(s_0), \delta(s_i)) = C(s_0, s_i)$$

où σ^2 est la variance de la fonction $\delta(s)$ et C une fonction de covariance qui dépend d'un certain nombre d'hyperparamètres, détaillés ci-après. L'utilisation d'une fonction de covariance permet de décrire comment la covariance évolue entre les deux variables aléatoires $Z(s_0)$ et $Z(s_i)$, et donc comment est la corrélation entre l'observation réalisée en s_i et l'inconnue à prédire en s_0 .

L'intérêt de travailler avec deux structures dans la modélisation de la variable aléatoire $Z(s)$ est que sa composante stochastique peut modéliser des non-linéarités que la structure déterministe n'aurait pas prise en compte. La fonction de covariance C dépend de la distance euclidienne $|s_i - s_0|$, ce qui permet de quantifier l'importance des points s_i de la base d'expérience pour l'estimation au point s_0 . Plus un point inconnu s_0 est proche d'un point s_i du plan d'expérience, plus il sera corrélé à ce dernier et donc son estimation proche de la valeur de la fonction aléatoire en s_i . Réciproquement, la fonction de corrélation diminue avec la distance. Si la fonction de covariance C peut avoir plusieurs formes, celles utilisées dans la méthode d'optimisation présentée au chapitre 5 suivent une fonction de covariance de Matérn, notée C_ν [101].

À 1 dimension, la fonction de covariance de Matérn se note ainsi :

$$C_\nu(s_0, s_i) = \sigma^2 \frac{2^{1-\nu}}{\Gamma(\nu)} \left(\sqrt{2\nu} \frac{d_{s_0, s_i}}{\theta} \right)^\nu K_\nu \left(\sqrt{2\nu} \frac{d_{s_0, s_i}}{\theta} \right)$$

avec :

- d_{s_0, s_i} est la distance euclidienne séparant la solution à estimer s_0 de l'observation s_i ;
- σ^2 est la variance, définie telle que $C_\nu(0) = \sigma^2$. Plus la variance est grande, plus l'amplitude de variation du processus gaussien est importante ;
- Γ la fonction gamma ;
- K_ν la fonction de Bessel modifiée de deuxième espèce ;
- ν est la régularité de la fonction de Matérn, il est défini par l'utilisateur. Plus ν est élevé, plus la fonction de Matérn aura un aspect lissé ;

²⁴ Si $\mu(s)$ est égal à une constante inconnue, on parlera alors de krigeage ordinaire.

- θ est le coefficient de corrélation. Strictement positif, il transcrit l'importance d'une corrélation entre deux points pour une distance donnée. Plus il est élevé, moins la distance en un point à estimer s_0 et les observations s aura une importance dans l'estimation de s_0 .

Dans la pratique, les solutions recherchées ne se trouvent pas dans des espaces de décision monodimensionnels mais plutôt à N dimensions, ou paramètres d'optimisations. Dans ce cas, il est nécessaire de généraliser à N dimensions la fonction de covariance de Matérn.

La méthode d'optimisation repose sur des bibliothèques développées au cours du projet DICE [102], [103]. La bibliothèque DiceKriging, sur laquelle repose la génération des métamodèles par krigeage dans la méthode d'optimisation, propose à l'utilisateur différentes fonctions de covariance pour modéliser le terme $\delta(s)$. Parmi celles-ci se trouvent les fonctions de covariance de Matérn pour $\nu = 3/2$ et $\nu = 5/2$. Ainsi une fonction de covariance de Matérn $5/2$ ($\nu = \frac{5}{2}$) s'écrira :

$$C_{5/2} = \sigma^2 e^{-\sqrt{5}\frac{d}{\theta}} \left(1 + \sqrt{5}\frac{d}{\theta} + \frac{5d^2}{3\theta^2} \right)$$

Les paramètres β , σ et θ sont généralement des inconnues du problème. Pour les estimer, une maximisation de vraisemblance ou un algorithme génétique dédié à cet effet ont été développés dans la bibliothèque DiceKriging. Ces deux méthodes d'estimation retournent des estimateurs $\hat{\beta}$, $\hat{\sigma}$ et $\hat{\theta}$, à partir du plan d'expérience créé pour résoudre le problème d'optimisation.

Une fois ces étapes franchies, il est possible d'estimer la variable aléatoire Z en s_0 . La distribution prédictive $\hat{Z}(s_0)$ est gaussienne et sa valeur numérique, $\hat{z}(s_0)$, est obtenue à partir de l'espérance de cette distribution gaussienne en s_0 , en connaissance de son voisinage, c'est-à-dire le plan d'expérience, défini ici par le champ D :

$$\hat{z}(s_0) = \mathbb{E}(Z(s_0)|Z(D)) = \sum_{i=0}^N f_j(s_0) \hat{\beta}_j + C_\nu(s_0, s_i)_{1 \leq i \leq D}^t \mathbf{K}^{-1} \left(z(D) - \sum_{i=0}^N f_j(D) \hat{\beta}_j \right)$$

où :

- $\sum_{i=0}^N f_j(s_0) \hat{\beta}_j$ est la structure déterministe de la variable aléatoire $Z(s)$;
- $C_\nu(s_0, s_i)_{1 \leq i \leq D}^t$ est le vecteur composé des fonctions de covariance entre s_0 et chacun des observations s_i qui composent le champ D , ici transposé ;
- $\mathbf{K}^{-1} = C_\nu(s_i, s_j)_{1 \leq i, j \leq D}$ la matrice de covariance du champ D ;
- $(z(D) - \sum_{i=0}^N f_j(D) \hat{\beta}_j)$ le vecteur composé des erreurs observées entre les observations du champ D et leur estimation obtenue avec $\hat{\beta}$.

La précision locale de l'estimation de z en s_0 , notée $\sigma_K^2(s_0)$, est évaluée par l'erreur quadratique moyenne, qui correspond à la variance de la distribution gaussienne en s_0 , toujours en connaissance de son voisinage, à savoir le champ D :

$$\sigma_K^2(s_0) = E \left[(Z(s_0) - \hat{Z}(s_0))^2 \right] = \hat{\sigma}^2 - C_v(s_0, s_i)_{1 \leq i \leq D}^t \mathbf{K}^{-1} C_v(s_0, s_i)_{1 \leq i \leq D} + B$$

avec :

- $\hat{\sigma}^2$ l'estimation de la variance de la variable aléatoire, estimé par maximum de vraisemblance ou par un algorithme génétique ;
- B est un terme regroupant l'erreur associée aux incertitudes liées à l'estimation des $\hat{\beta}$. Pour plus de détails à ce sujet, se référer à [104].

Nous appellerons par la suite σ_K l'écart-type de krigeage. L'écart-type de krigeage, étant la racine de la variance de krigeage σ_K^2 en un point inconnu à estimer s_0 , retourne une mesure sur la densité de l'information autour de s_0 . Plus il y a de points connus au voisinage de s_0 , plus l'estimation obtenue par krigeage est corrélée et plus la variance de krigeage et donc l'écart-type est petit. Il permet donc d'estimer la confiance à avoir dans une estimation réalisée par krigeage au point s_0 [96].

Sans le terme B , la variance obtenue sera qualifiée de « prédictive », qui retournera une valeur nulle lorsque mesurée sur un point du plan d'expérience. B est nul dans le cas où le krigeage réalisé est un krigeage simple. Puisque dans cette situation la composante déterministe μ du champ D est connue, il n'est pas nécessaire de l'estimer.

L'estimateur ainsi créé correspond à une combinaison linéaire de différents termes. Cette combinaison linéaire suit une distribution gaussienne, ce qui permet de construire des intervalles de confiance à partir de l'erreur quadratique moyenne, comme cela est abordée en partie 4.3.3.

Le krigeage est une méthode d'interpolation spatiale de choix. Elle permet de réaliser une estimation exacte aux points déjà mesurés. Qui plus est, le krigeage permet de travailler avec des plans d'expériences denses et peuvent prendre en compte de nombreuses variables d'optimisation.

Enfin le krigeage renvoie, pour chaque estimation, un écart-type de krigeage σ_K , qui correspond à une mesure de la densité du plan d'expérience au point estimé, ce qui nous renseigne sur la confiance à avoir dans l'estimation.

Des études comparés de plusieurs méthodes d'interpolation ont également montré que le krigeage permettait de créer des estimateurs très peu biaisés, comparés aux régressions polynomiales classiques [90].

4.3.3 Validation des métamodèles

La validation d'un métamodèle créé par krigeage peut se faire par validation croisée d'un contre tous (aussi appelé *leave-one-out cross-validation* (LOOCV)) [105]. Procéder par validation croisée permet d'estimer l'erreur quadratique moyenne du métamodèle créé, ce qui retourne une estimation de la variance et de l'écart-type du métamodèle créé. De cet écart-type estimé, très proche de l'écart-type réel du métamodèle, il est possible de créer un intervalle de confiance.

La validation croisée d'un contre tous consiste en l'estimation d'un point i de la base d'expérience à partir d'un métamodèle créé avec les $n - 1$ observations restantes. Pour chacun des points $\vec{x}^{(i)}$ constituant le plan d'expérience, un estimateur $\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})$, où $-i$ rappelle que la prédiction croisée est réalisée dans l'utilisation de l'observation i , est créé par krigeage. La prédiction de cet estimateur est nommée « prédiction croisée », afin de la différencier de la prédiction obtenue à partir de $\hat{y}(\vec{x}^{(i)})$, l'estimateur créé par krigeage. Chacune de ces prédictions croisée se voit accompagnée d'un écart-type, comme la prédiction est réalisée par krigeage, qui est notée $s_{-i}(\vec{x}^{(i)})$. Dès lors, il est possible, pour chacune des n observations réalisées, de calculer le résidu normalisé, soit le nombre d'écart-types qui séparent l'observation $y_i = y(\vec{x}^{(i)})$ de sa prédiction croisée $\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})$ et de savoir si la prédiction croisée se situe au-dessus ou en-dessous de la valeur réelle.

La Figure 4-4 est une illustration d'une LOOCV appliquée à un métamodèle. La ligne traversant la figure représente la situation idéale où observation et prédiction sont identiques ($y_i = \hat{y}_{-i}$).

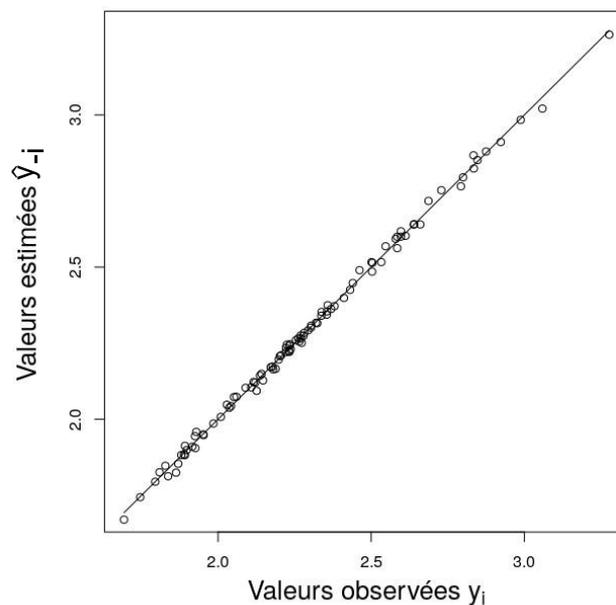


Figure 4-4 : Comparaison entre les valeurs observées y_i et les prédictions croisées \hat{y}_{-i} .

À partir de la différence entre une observation et sa prédiction croisée, il est possible de définir le résidu normalisé r_i , qui est le résidu de la prédiction croisée en i normalisé par l'écart-type local s_{-i} :

$$r_i = \frac{y(\vec{x}^{(i)}) - \hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})}{s_{-i}(\vec{x}^{(i)})}$$

Les résidus normalisés sont censés suivre une distribution gaussienne. Pour vérifier ceci, l'utilisation d'une droite de Henry s'avère être un test rapide et simple à mettre en place pour vérifier la normalité d'une distribution. Lors de l'étude du diagramme quantile-quantile, si le caractère gaussien de la distribution étudiée

est avéré, les résidus normalisés du métamodèle se répartissent le long d'une droite à 45°. La Figure 4-5 est une illustration de ce test.

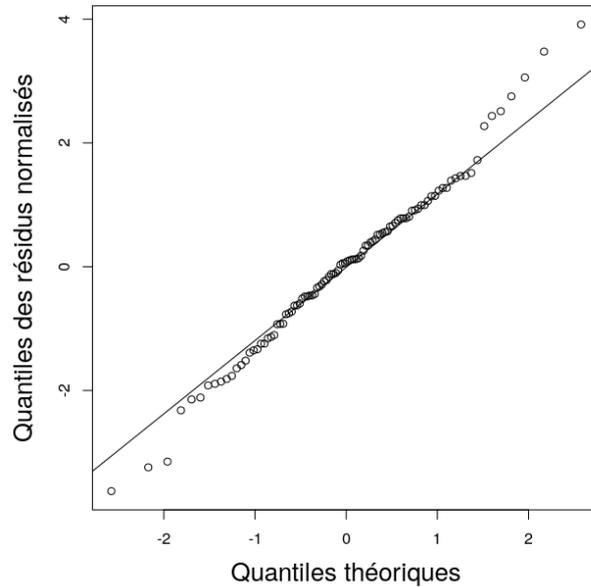


Figure 4-5 : Droite de Henry issue de l'estimation de la production d'américium prédite par krigeage.

Si l'hypothèse de distribution normale des résidus normalisés est vérifiée, Il est possible calculer σ , qui, sous cette hypothèse, correspond à l'intervalle de confiance à 68 % de la prédiction croisée $\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})$, que nous supposons similaire à la prédiction de notre métamodèle $\hat{y}(\vec{x}^{(i)})$.

Pour calculer σ , nous déterminons tout d'abord la racine de l'erreur quadratique moyenne, ou REQM, (aussi noté RMSE, pour *root-mean-square error*), qui est l'écart-type de notre distribution de résidus. Cette racine se définit ainsi :

$$\text{RMSE}(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})) = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)}) - y(\vec{x}^{(i)}))^2}{n}}$$

Le calcul de REQM permet d'obtenir l'erreur quadratique moyenne (EQM, ou MSE pour *mean-square error*) de l'estimateur. Or, il est directement possible depuis le calcul de l'EQM d'obtenir sa variance, à partir de la relation suivante :

$$\text{MSE}(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})) = \frac{\sum_{i=1}^n (\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)}) - y(\vec{x}^{(i)}))^2}{n} = \text{Var}(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})) + \text{Biais}(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)}))^2$$

avec le biais définit comme :

$$\text{Biais}(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})) = \mathbb{E}[\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)}) - y(\vec{x}^{(i)})] = \mathbb{E}[\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})] - y(\vec{x}^{(i)})$$

À noter que, dans le cadre de l'utilisation d'un estimateur \hat{y} obtenu par krigeage, $\text{Biais}(\hat{y}) = 0$, puisqu'une contrainte de non-biais est appliquée au moment de la

création du krigeage, comme cela est détaillé en partie 4.3.1. Dans notre situation²⁵, $Biais(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})) \ll 1$, donc $Biais(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)}))^2 \approx 0$.

Nous déduisons alors que :

$$EQM(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})) \approx VAR(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)}))$$

et que donc l'écart-type de notre estimateur est égal à :

$$\sigma(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})) = REQM(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)}))$$

Compte-tenu du fait que la validation croisée utilisée ne réestime pas la tendance du métamodèle, parce que supprimer une observable du plan d'expérience ne dénature pas les prédictions réalisées par notre estimateur $\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})$ (le champ spatial D , qui sert à construire \hat{y}_{-i} , ne sera que peu distordu par la suppression d'un de ses points), nous faisons l'hypothèse que :

$$\sigma(\hat{y}_{-i}(\vec{x}^{(i)})) \approx \sigma(\hat{y}(\vec{x}^{(i)}))$$

Permettant ainsi de construire un intervalle de confiance pour le métamodèle créé. Il est alors possible d'étudier le plan d'expérience au regard de cet intervalle de confiance et de relever quelles sont les observations qui dégradent la performance prédite.

La Figure 4-6 montre comment se répartissent les r_i dans un intervalle de $\pm 3\sigma$. Elle illustre que certains points du plan d'expérience s'avèrent être en dehors de l'intervalle $[-3; +3]$. Ces résidus normalisés extrêmes correspondent à des points du plan d'expérience qui déforment trop les observations réalisées sur champ spatial D .

Une décision est alors à prendre : supprimer l'observation perturbatrice et régénérer un métamodèle à partir d'un champ spatial moins dense, ou conserver le métamodèle en connaissance de cause.

²⁵ Il est tout à fait possible de conserver le biais dans le calcul de RMSE. Dans cette situation, l'écart-type obtenu prendra en compte les biais de l'estimateur et proposera une estimation de l'intervalle de confiance légèrement plus conservatrice que dans la situation détaillée ici.

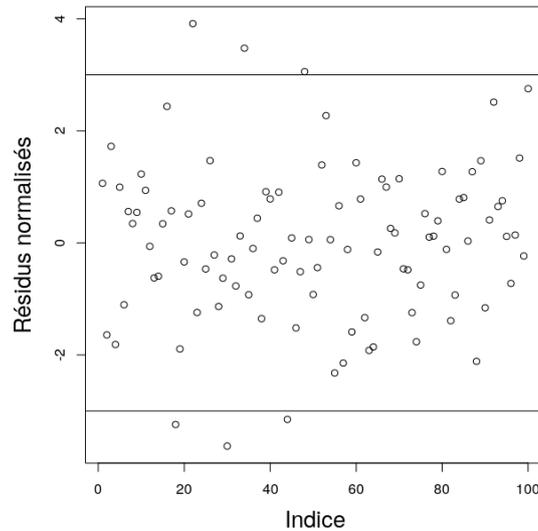


Figure 4-6 : Distribution des résidus standardisés dans l'intervalle [-3 ; +3].

Dans cette partie, il a été abordé la construction de métamodèles par processus gaussien, ou krigeage, ainsi qu'une méthode de validation, reposant sur une validation croisée. Tout au long de cette partie, la notion de plan d'expérience est revenue plusieurs fois. Pour l'estimation d'une performance du cœur en un point de l'espace des décisions, il est nécessaire d'avoir connaissance du voisinage de ce point. Ce voisinage est défini *a priori* de l'estimation par le plan d'expérience.

4.4 Création des plans d'expériences

Un plan d'expérience est un objet mathématique, inclus dans l'espace des décisions \mathbb{R}^n composé de k expériences, qui dans le cadre des simulations numériques peuvent être représentées sous forme de k vecteurs, évalués par un simulateur.

Dans le cadre de ce travail de recherche, le schéma neutronique est composé de CARABAS et de COCAGNE (détaillé dans la partie 3.1). Le plan d'expérience peut alors se représenter sous la forme d'une matrice M de dimension $k \times n$, k le nombre de ligne et n le nombre de colonnes :

$$M = \begin{pmatrix} x_1^{(1)} & \dots & x_j^{(1)} & \dots & x_n^{(1)} \\ \vdots & \ddots & \vdots & \ddots & \vdots \\ x_1^{(i)} & \dots & x_j^{(i)} & \dots & x_n^{(i)} \\ \vdots & \ddots & \vdots & \ddots & \vdots \\ x_1^{(k)} & \dots & x_j^{(k)} & \dots & x_n^{(k)} \end{pmatrix} = (\vec{x}^{(1)}, \vec{x}^{(2)}, \dots, \vec{x}^{(k)})^t$$

L'élément $x_j^{(i)}$ représente la j -ième composante de la i -ième réalisation du plan d'expérience.

Injecter un plan d'expérience dans une application allant de l'espace des décisions \mathbb{R}^n à l'espace des objectifs \mathbb{R}^l permet d'obtenir la réponse, soit la quantité

y découlant de la variation des paramètres étudiées $\vec{x}^{(i)}$. La valeur de la réponse simulée au i -ième point du plan d'expérience sera ainsi notée $y_i = f(\vec{x}^{(i)})$.

L'estimation de la réponse y_i , par exemple par une méthode d'interpolation spatiale, sera notée :

$$\hat{y}_i = y_i + e_i$$

avec :

- \hat{y}_i l'estimation de y à la solution $\vec{x}^{(i)}$;
- e_i l'erreur de l'estimation en $\vec{x}^{(i)}$, c'est-à-dire l'écart existant entre une observation y et son estimation \hat{y} .

Un plan d'expérience peut être généré de différentes manières. La plus simple consiste à définir une grille avec un maillage régulier, où chaque intersection de la grille serait un élément du plan d'expérience. D'autres reposent sur des règles de tirages spécifiques, comme les hypercubes latins [106], ou sur des critères de remplissages, qu'ils vont chercher à optimiser. Ces critères peuvent être la discrédance, c'est-à-dire la différence entre une distribution donnée de points et le même nombre de points distribués uniformément ou des critères des remplissages de l'hyperm-espace étudiée, qui reposent sur la distance euclidienne entre deux observations.

Pour notre méthode d'optimisation, nous avons besoin de méthodes de construction de plan d'expériences qui puissent répondre à plusieurs contraintes. Tout d'abord, la méthode de construction doit permettre d'explorer l'ensemble du domaine étudié, pour de nombreuses dimensions et un nombre limité de points (environ 10^3). De plus, la méthode de construction doit permettre d'interdire certains sous-domaines de l'espace des solutions, par exemple des configurations avec des vecteurs isotopiques impossibles dans le cadre du multi-recyclage du plutonium (une fraction massique en ^{238}Pu supérieure à celle en ^{239}Pu). Enfin, elle doit être compatible avec les outils et la méthode d'interpolation de krigage.

À partir de ces différents critères et de la thèse de J. Franco [107], qui propose un inventaire exhaustif de ces différentes approches, nous avons retenu une méthode de construction des plans d'expériences : le tirage aléatoire par maximisation d'entropie.

4.4.1 Tirage aléatoire par maximisation d'entropie

Comme cela a été abordé en introduction de cette partie, un plan d'expérience peut chercher à maximiser certains critères, de sorte à guider sa conception. Un des critères qu'il est possible d'utiliser est l'entropie. L'utilisation de l'entropie pour générer un plan d'expérience permet d'obtenir des plans remplissant l'espace des solutions.

4.4.1.1 Définition de l'entropie

L'entropie, telle qu'elle est entendue ici, est définie comme la « quantité d'information contenue dans une expérience » [108]. Dans une situation

probabiliste, l'entropie pour un vecteur aléatoire $X = (X_1, X_2, \dots, X_n)$ à valeurs dans \mathbb{R}^n et avec une densité de probabilité f , se note :

$$\begin{aligned}\text{Ent}(X) &= - \int_{x \in \mathbb{R}^n} f(x) \log(f(x)) dx \\ &= -E_X(\log(f(X)))\end{aligned}$$

avec E_X l'opérateur espérance.

La notion d'entropie fut étendue par Shannon à la théorie de l'information, qui la décrit comme une quantité d'information [109]. Une manière intuitive d'approcher ce lien entre entropie et quantité d'information est de reprendre un exemple présenté dans les travaux de Shannon.

Soit une variable aléatoire discrète X dont la distribution est de la forme $P(X = x_i) = p_i$. L'entropie de cette variable aléatoire est alors :

$$\text{Ent}(X) = - \sum_{i=1}^n p_i \log(p_i)$$

Si les valeurs de X sont distribuées de manière régulière, c'est-à-dire que $p_1 = p_2 = \dots = p_n = \frac{1}{n}$, l'entropie de X sera maximisée ($\text{Ent}(X) = \log(n)$) et la variable aléatoire X sera la plus imprévisible possible, puisque que chacune de ces valeurs aura la même probabilité d'être observée. Inversement, dans la situation où X prend une unique valeur, 1, elle devient absolument prévisible et son entropie associée sera minimale, en l'occurrence nulle.

Il devient évident ici que l'entropie d'une variable aléatoire augmente avec la quantité de réalisations possibles pour une variable aléatoire. Autrement dit, plus le choix est important, plus l'entropie l'est également.

La quantité d'information présente sur une distribution aléatoire peut alors s'exprimer en fonction de son entropie, en définissant une quantité d'information I tel que $I(X) = -\text{Ent}(X)$.

D'un point de vue bayésien, il est possible de mesurer la quantité d'information apportée par une expérience [110], [111]. Soit une expérience e d'une variable aléatoire X , de densité de probabilité $p(x|\theta)$ et de paramètre²⁶ θ . Si sa distribution *a priori* pour θ est $\pi(\theta)$, et la donnée obtenue après réalisation de l'expérience e est x , alors la distribution *a posteriori* pour θ est :

$$\pi(\theta|x) \propto p(x|\theta)\pi(\theta)$$

²⁶ θ regroupe les différents paramètres du processus statistique à estimer. Dans le cadre d'un processus gaussien, il correspondra à un vecteur englobant l'espérance, la variance ou différentes corrélations. Pour un processus issu d'une régression, il s'agira des paramètres de cette dernière.

La quantité d'information contenue dans θ , avant réalisation de l'expérience ε , se note :

$$I(\theta) = \int \pi(\theta) \log(\pi(\theta)) d\theta$$

Et après expérience :

$$I(\theta|x) = \int \pi(\theta|x) \log(\pi(\theta|x)) d\theta$$

Ce qui permet de quantifier le gain d'information apporté par l'expérience comme :

$$I(\theta|x) - I(\theta)$$

La valeur espérée de ce gain d'information, $g(e)$, à partir de la distribution conjointe de X et de θ , se note :

$$g(e) = \mathbb{E}(I(\theta|x) - I(\theta)) = E_x E_\theta \log \left(\frac{\pi(\theta|x)}{\pi(\theta)} \right)$$

À partir de cette équation, Shewry et Wynn [108] proposent, pour des ensembles finies D composés d'expériences, de trouver une expérience e capable de maximiser le gain d'information.

Soit un domaine expérimental D décrit par un vecteur aléatoire $Y_D = (Y_1, Y_2, \dots, Y_n)$, où chaque Y_i est rattaché à un site d'observation $i \in D$ du domaine d'observation. Il est possible de séparer le domaine D en deux sous-domaines : S le sous-domaine échantillonné et \bar{S} son complément, de sorte que $S \cup \bar{S} = D$. De ce découpage découle deux vecteurs aléatoires : Y_S le vecteur des sites échantillonnés et $Y_{\bar{S}}$ celui des sites non-échantillonnés. Soit $Y_{\bar{S}}|Y_S$ la variable aléatoire $Y_{\bar{S}}$ conditionnée à Y_S .

Il est possible d'écrire l'entropie du vecteur aléatoire Y_D comme :

$$Ent(Y_D) = Ent(Y_S) + E_{Y_S}(Ent(Y_{\bar{S}}|Y_S))$$

où $E_{Y_S}(Ent(Y_{\bar{S}}|Y_S))$ correspond au gain $-g(e)$ décrit précédemment, $Y_{\bar{S}}$ jouant le rôle de θ et l'expérience e , la sélection du sous-domaine échantillonné S . L'entropie totale du système $Ent(Y_D)$ étant fixée et finie, maximiser la valeur du gain revient à maximiser l'entropie du sous-domaine échantillonné $Ent(Y_S)$, autrement dit, le plan d'expérience.

4.4.1.2 Création d'un plan à entropie maximale

Koehler et Owen ont démontré [112] que l'entropie d'un vecteur aléatoire X découlant d'un processus gaussien stationnaire dépendait uniquement du logarithme népérien du déterminant de la matrice de covariance de X :

$$Ent(X) \propto \ln(\det(C(X)))$$

Maximiser l'entropie d'un plan d'expérience peut ainsi être ramené à maximiser le déterminant de sa matrice de covariance $C(X)$. Cette matrice de covariance se note :

$$C(X) = \begin{pmatrix} \sigma_1^2 & cov(X_1, X_2) & \cdots & cov(X_1, X_n) \\ \vdots & \sigma_2^2 & \ddots & \vdots \\ \vdots & \vdots & \cdots & \vdots \\ cov(X_n, X_1) & \cdots & \cdots & \sigma_n^2 \end{pmatrix}$$

où :

- σ_i est l'écart-type associée à X_i ;
- $cov(X_i, X_j) = \sigma_i \sigma_j \rho_{ij}$ la covariance de X_i et X_j .

Sous forme réduite, $C(X)$ s'apparente à la matrice de corrélation du problème et se note :

$$C(X) = \begin{pmatrix} 1 & \cdots & \rho_{1n} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ \rho_{n1} & \cdots & 1 \end{pmatrix}$$

Il est alors possible de définir une matrice de corrélation spatiale :

$$C = [\rho_{ij}] \text{ où } \begin{cases} \rho_{ij} = 1 \\ \rho_{ij} = 1 - \gamma(h_{ij}) \\ \rho_{ij} = 0 \text{ si } h_{ij} > a \end{cases}$$

où :

- h_{ij} est la distance séparant les i -ième et j -ième points du plan d'expérience ;
- $\gamma(h_{ij})$ est le variogramme décrivant la corrélation entre deux points séparés par une distance h en fonction de cette distance h [98];
- a est la portée du variogramme, c'est-à-dire la distance à partir de laquelle il n'y a plus de corrélation entre les points i et j .

Maximiser l'entropie du plan d'expérience revient à chercher une répartition des solutions dans l'espace du plan d'expérience de sorte que la distance entre les points pris deux à deux du plan d'expérience soit supérieure à la portée a de la fonction variographique, puisque dans cette situation $\rho_{ij} = 0$ et $\det(C(X))$ est maximisé. Il sera dit alors que le plan d'expérience sera D-optimal, c'est-à-dire que la maximisation de la quantité d'information contenue dans le plan d'expérience se fait à travers la maximisation de la valeur du déterminant, qui lui donne son nom.

Dans les faits, cette étape est réalisée par un algorithme implanté dans la bibliothèque DiceDesign développé par J. Franco [102], [107]. Il s'agit d'un algorithme d'échange de Federov-Mitchell. L'algorithme cherche à construire un plan d'expérience où les différentes solutions sont suffisamment espacées entre elles pour ne plus être corrélées. Si cette distance est supérieure à la portée du modèle variographique employé, alors le déterminant de la matrice de corrélation est maximisé, et le plan d'expérience obtenu D-optimal.

Le modèle variographique utilisé dans cet algorithme est le modèle sphérique, défini ci-dessous :

$$\begin{aligned}\gamma(h) &= \frac{3h}{2a} - \frac{1}{2} \left(\frac{h}{a}\right)^3 \text{ si } h \leq a \\ \gamma(h) &= 1 \text{ si } h > a\end{aligned}$$

La portée du variogramme influe la distance entre les solutions du plan d'expérience. Plus cette dernière est grande, plus la distance euclidienne entre les différentes solutions est élevée, permettant un meilleur remplissage du plan d'expérience. Idéalement, la portée doit être en rapport avec la dimension de l'espace à remplir par le plan d'expérience, si possible assez grande. Dans la pratique, c'est la racine de la dimension qui est retenue [107].

Conclusion du chapitre

Ce chapitre a introduit les principes d'optimisation et d'interpolation spatiale. Il a présenté une méthode d'interpolation spatiale, le krigeage. Cette méthode repose sur l'utilisation de combinaisons linéaires de fonctions d'interpolations et de processus gaussiens. L'estimation réalisée est corrélée au plan d'expérience grâce à l'utilisation d'une fonction de covariance. Enfin un écart-type est associé à chaque prédiction, qui permet d'apprécier l'exactitude de la prédiction, sans pour autant être une incertitude physique. L'estimation de l'incertitude d'un métamodèle se fait à partir d'une validation croisée un-contre-tous et une étude de la distribution des résidus normalisés.

Chaque construction de métamodèle se fait à partir d'un plan d'expérience, qui rassemble une quantité définie d'observations au sein d'un espace. La répartition de ses observations dans l'espace étudié est définie par le plan d'expérience. Après avoir été défini, une méthode de création de plan d'expérience a été présentée, la maximisation d'entropie. La maximisation d'entropie propose de générer un plan d'expérience où les observables réalisées contiennent la plus grande quantité d'information possible. Reposant sur la théorie de l'information développée par Shannon, cette méthode de génération de plan d'expériences permet de créer des plans d'expériences robustes pour de larges espaces de prédictions.

De l'utilisation de ces méthodes de génération de plan d'expérience et d'interpolation spatiale découle une méthode d'optimisation pour les gestions combustibles dans les réacteurs à eau pressurisée.

Cette méthode d'optimisation sera tout d'abord présentée dans le chapitre 5, où elle sera appliquée à un cas simple d'optimisation. Puis, profitant de sa formulation *a posteriori*, le chapitre 6 proposera une évaluation de la pertinence d'utilisation du combustible MIX dans des réacteurs de type EPR. Enfin, le chapitre 7 illustrera la polyvalence de la méthode d'optimisation, en étendant son application aux études de scénario.

5 Développement d'une méthode d'optimisation par métamodélisation de cœurs de réacteurs

Sommaire

5.1	Mise en place de la méthode d'optimisation	112
5.1.1	Présentation générale	112
5.2	Démonstration de faisabilité sur un cœur 100 % MIX	114
5.2.1	Définition du problème d'optimisation	114
5.2.2	Choix du plan d'expérience	115
5.2.3	Création et validation des métamodèles	116
5.2.4	Etude du problème d'optimisation	119
5.2.5	Choix de l'optimum du combustible MIX	127
5.2.6	Conclusion	130
	Conclusion du chapitre	130

Les chapitres précédents ont permis la définition d'une gestion combustible MIX utilisée dans les réacteurs de type EPR. Puis une présentation de la résolution de problèmes d'optimisation a été réalisé. De ces quatre précédents chapitres sont ressortis un problème d'optimisation : la gestion combustible MIX, ainsi que deux outils dédiés à la résolution de ce problème : le krigeage, qui permet de prédire différentes configurations combustible à partir d'un nombre limité d'observations. Ces observations sont définies par un plan d'expérience, ici un plan à maximisation d'entropie.

Ce chapitre présente, dans sa partie 5.1, une méthode d'optimisation qui découle de ces outils mathématiques et qui repose sur le code COCAGNE, présenté au chapitre 3. Différents indicateurs physiques, mis au point pour ce problème d'optimisation, seront également présentés dans cette partie.

La deuxième partie de ce chapitre est consacrée à une première étude d'optimisation du combustible MIX. Cette étude cherche à optimiser le combustible MIX en fonction de critères de sûreté du cœur et de sa consommation de plutonium, pour différents enrichissements en uranium 235 et teneurs en plutonium, à partir d'une dizaine de calculs d'évolutions de cœur réalisés par COCAGNE.

Une partie des éléments de ce chapitre ont été présentés durant la conférence TOPFUEL 2021 [113].

5.1 Mise en place de la méthode d'optimisation

Nous cherchons à développer une méthode qui permette, à partir d'un nombre réduit de calculs d'évolution de cœurs, d'évaluer un très large nombre de configurations, de sorte à pouvoir évaluer la pertinence d'une stratégie nucléaire, voire déterminer une configuration optimale, au regard de critères définis par l'utilisateur.

Nous présenterons tout d'abord dans cette partie la méthode d'optimisation proposée dans cette thèse sera effectuée. Puis nous nous attarderons sur chacune de ces étapes et sur leur décomposition en sous-étapes avec, à chaque fois, une discussion sur les différentes approches possibles et retenues ainsi que quelques pistes de réflexion sur d'éventuels développements futurs.

5.1.1 Présentation générale

La méthode d'optimisation développée dans cette thèse est issue de précédents travaux menés à la R&D d'EDF.

Initialement développés pour des réacteurs rapides à sodium, la méthode SDDS (Système de Développement du Design basé sur SHADOC ou *SHADOC-based Design Development System*, SHADOC étant l'acronyme de Système Heuristique d'Aide au Dimensionnement et à l'Optimisation des Cœurs, un outil de calcul paramétrique initialement développé par Stevan Pilarski [114]) fut d'abord introduit comme un outil d'études paramétriques se reposant sur des interpolations de performances neutroniques couplées à des modèles simplifiés de thermique, de mécanique ou de thermohydraulique, dédié à l'étude des cœurs de RNR-Na [115]

Cette méthode fut ensuite enrichie par l'ajout du krigeage dans la construction des métamodèles, toujours avec des applications pour les réacteurs rapides au sodium [116]. Les bibliothèques de fonction déployées dès lors sont issues du consortium DICE (Deep Inside Computer Experiments [103], [102]), regroupement de différents acteurs institutionnels (l'IRSN, le CEA ou les Mines de Saint-Etienne) et industriels (Renault ou EDF) qui, entre les années 2006 et 2014, ont mis au point plusieurs paquets de fonctions dédiés à ces applications.

Nous avons développé pendant ces travaux de thèse une nouvelle déclinaison de cette méthode d'optimisation. Cette méthode d'optimisation multiobjectifs à formulation des préférences *a posteriori* est présentée dans la Figure 5-1 ci-dessous :

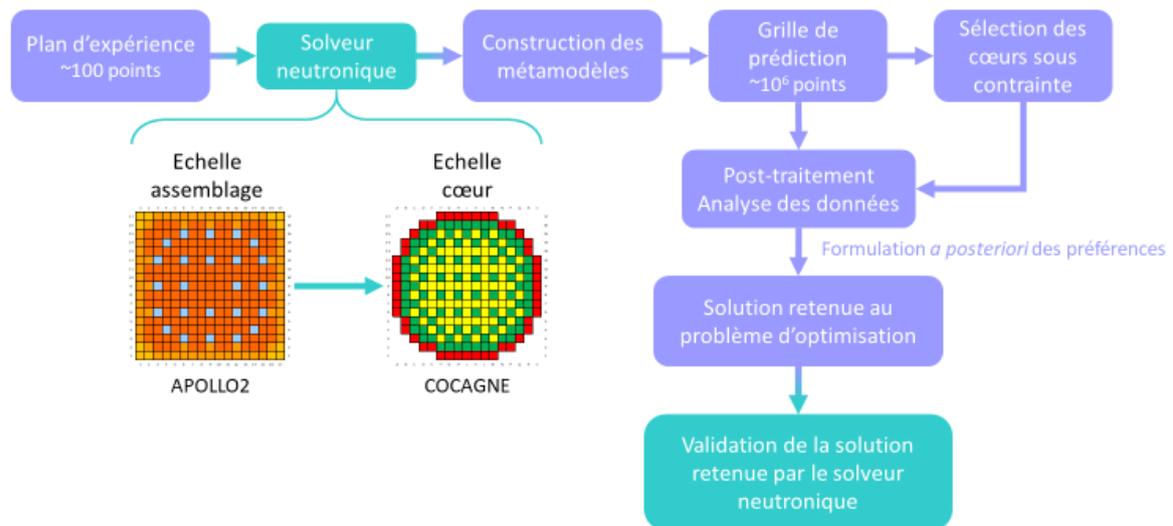


Figure 5-1 : Schéma de la méthode d'optimisation et d'évaluation développée dans cette thèse.

La méthode d'optimisation se déroule en cinq temps :

- La création du plan d'expérience numérique : en fonction du problème d'optimisation, différentes stratégies de tirages des configurations peuvent être effectuées. Cette étape est présentée dans la partie 4.4 ;
- La réalisation de l'expérience numérique : chaque point du plan d'expérience correspond à un calcul en deux étapes différentes, qui se déroule selon le schéma neutronique employé dans cette thèse, présenté dans la partie 3.1 ;
- La construction des métamodèles grâce au krigeage. Les métamodèles créés sont ensuite validés par validation croisée. Ces deux aspects ont été discutés dans la partie 4.3 ;
- Une grille de prédiction est ensuite définie. Ses dimensions et son maillage sont définis par l'utilisateur. En chaque point de la grille de prédiction, une estimation des observables de cœurs est effectuée par les métamodèles ;
- Les configurations ne respectant pas les contraintes du problème d'optimisation sont éliminées. L'espace des objectifs du problème est ainsi obtenu. Différents post-traitements, déjà existants ou développés au cours de ces travaux de thèse, sont à disposition de l'utilisateur afin de visualiser les différents espaces des objectifs et de décision du problème.

Enfin, l'utilisateur peut procéder à l'exploration et l'exploitation de l'espace des objectifs, calculer le sous-espace de compromis de son problème, puis déterminer la ou les solutions optimales du problème, à partir du classement des objectifs d'optimisation. Lorsqu'une configuration optimale est trouvée, une validation de la prédiction par le schéma neutronique peut être effectuée afin de consolider la robustesse de la solution optimale et s'affranchir de l'incertitude du métamodèle.

L'extension de la méthode d'optimisation aux réacteurs à eau pressurisée a nécessité le développement de nouveaux outils et indicateurs physiques, qui sont résumés dans la partie 3.2.

5.2 Démonstration de faisabilité sur un cœur 100 % MIX

Un des enjeux du multi-recyclage du plutonium en REP, du point de vue de la conception du combustible, est de pouvoir proposer un combustible qui puisse être performant en prenant en compte l'évolution de l'isotopie du plutonium. Cela implique l'étude de larges espaces de solutions, où de nombreuses configurations différents sont possibles.

Nous chercherons ici à évaluer le potentiel de la méthode d'optimisation appliquée aux réacteurs à eau pressurisée à travers l'optimisation d'un cœur de type EPR entièrement composé d'assemblages combustibles MIX.

Les leviers d'optimisation seront, pour cette preuve de concept, l'enrichissement en ^{235}U , variant de 1 % à 4 %, et la teneur en plutonium, évoluant de 6 % à 10 %. Ces enrichissements du combustible englobent les variations déjà étudiées précédemment dans la littérature scientifique [55], [69], [117], tout en explorant de nouvelles configurations.

5.2.1 Définition du problème d'optimisation

Pour la démonstration de faisabilité de la méthode d'optimisation mise en place dans cette thèse, il a été fait le choix de planifier une expérience numérique simple, centrée autour de l'optimisation d'un assemblage combustible MIX, destiné à fonctionner dans un réacteur de type EPR chargée à 100 % en MIX.

Cette optimisation vise à minimiser le facteur de point chaud F_{xy} , limiter la production d'actinides mineurs P_{AM} , qui nous servira d'indicateur sur la production de déchets ultimes, et réduire la quantité de réacteurs de type EPR à charger en combustible MIX, donc minimiser le facteur d'équilibre f_{MIX} . De plus, nous appliquons une contrainte sur la longueur de cycle minimale, afin d'exclure les configurations moins intéressantes économiquement et sur la concentration en bore, afin de prévenir les excursions de criticité en cas de vidange

Le problème d'optimisation, que nous nommerons (P_1), est formalisé dans le Tableau 5-1 ci-dessous :

Tableau 5-1 : Formalisation du problème d'optimisation (P_1).

Objectifs	F_{xy}	Minimiser
	P_{AM}	Minimiser
	f_{MIX}	Minimiser
Variables d'optimisation	^{235}U	[1 ; 4] %
	Pu	[6 ; 10] %
Contraintes	L_{cycle}	> 420 JEPP (15 000 MWj/t)
	C_B	< 2 000 ppm

Le premier critère vise à exclure les cœurs avec des longueurs de cycle trop courtes, qui ne présentent pas d'intérêts économiques, tandis que le second cherche

à prévenir les excursions de criticités pouvant avoir lieu en cas de vidange (l'impact des variables d'optimisation sur l'effet de vidange sur $\Delta\rho$ est détaillé dans le chapitre 6).

Les deux paramètres d'optimisation de notre problème sont l'enrichissement en ^{235}U et la teneur Pu du combustible MIX, dans un cœur de réacteur type EPR totalement chargé en MIX.

Pour rappel, l'assemblage combustible MIX et le plan de chargement du réacteur sont schématisés en Figure 5-2 :

- L'assemblage combustible MIX est un assemblage conventionnel composé de 17 x 17 crayons MIX, avec un zonage permettant trois enrichissements en plutonium différents (Pu correspondant à la teneur moyenne de l'assemblage combustible en plutonium) ;
- Le cœur de réacteur est un cœur assimilable à celui d'un EPR, composé de 241 assemblages combustibles MIX. Les assemblages verts, jaunes et rouges représentent respectivement les assemblages de premier, deuxième et troisième cycle.

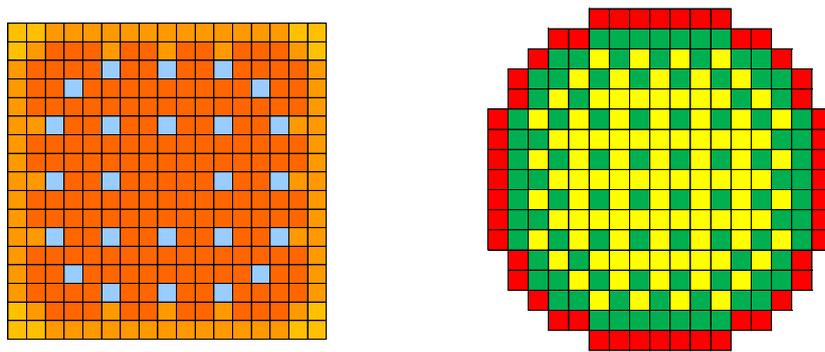


Figure 5-2 : Représentation schématique de l'assemblage combustible MIX (gauche) et du plan de chargement du cœur de réacteur (droite).

5.2.2 Choix du plan d'expérience

Le choix du plan d'expérience pour le problème d'optimisation (P_1) cherche à répondre à plusieurs critères.

Tout d'abord, il doit être suffisamment dense pour que les métamodèles créés par krigeage aient une précision suffisante. En même temps, il doit être simple, afin de pouvoir expliquer facilement les propriétés physiques et mathématiques des métamodèles créés par la méthode d'optimisation, et limiter le coût de création de l'espace.

Toutes ces raisons font que nous avons fait le choix, pour cette étude, de travailler avec un plan d'optimisation régulier, qui se manifeste par une grille régulière de 3 x 4 points, dont la répartition et les coordonnées sont montrées dans le Tableau 5-2.

Tableau 5-2 : Coordonnées des paramètres du plan d'expérience.

Paramètres d'optimisation	
^{235}U	[1 ; 4]
Pu	[6 ; 10]
Coordonnées du plan d'expérience	
^{235}U	[1.5 ; 2.5 ; 3.5]
Pu	[6.5 ; 7.5 ; 8.5 ; 9.5]

Pour cette étude d'optimisation, le choix a été fait de définir un plan d'expérience qui n'encadre pas complètement l'espace des paramètres d'optimisation. L'intérêt de cette démarche est de pouvoir observer comment les métamodèles créés par krigeage fonctionnent lors de l'extrapolation d'observables.

Nous avons dans cette première sous-partie défini le problème d'optimisation que nous souhaitons résoudre ainsi que le plan d'expérience choisi pour cette étude. Maintenant, nous nous attèlerons à la création et la validation des métamodèles.

5.2.3 Création et validation des métamodèles

Il existe plusieurs manières de réaliser une interpolation par krigeage, comme cela a été discuté en partie 4.3. Comme nous n'avons pas de connaissance *a priori* sur la distribution des observables que nous cherchons à prédire, nous faisons le choix de travailler avec des métamodèles créés par krigeage universel.

Plusieurs observables ont été prédites pour la résolution de ce problème d'optimisation : L_{Cycle} , F_{xy} , C_B , mais aussi C_{Pu} , qui permet de calculer le facteur d'équilibre f_{MIX} ainsi que les différentes productions d'actinides mineurs P_{Am} , P_{Cm} et P_{Np} , qui additionnés donnent P_{AM} , la production totale d'actinides mineurs.

Le métamodèle créé par krigeage pour prédire F_{xy} est présenté en Figure 5-3.

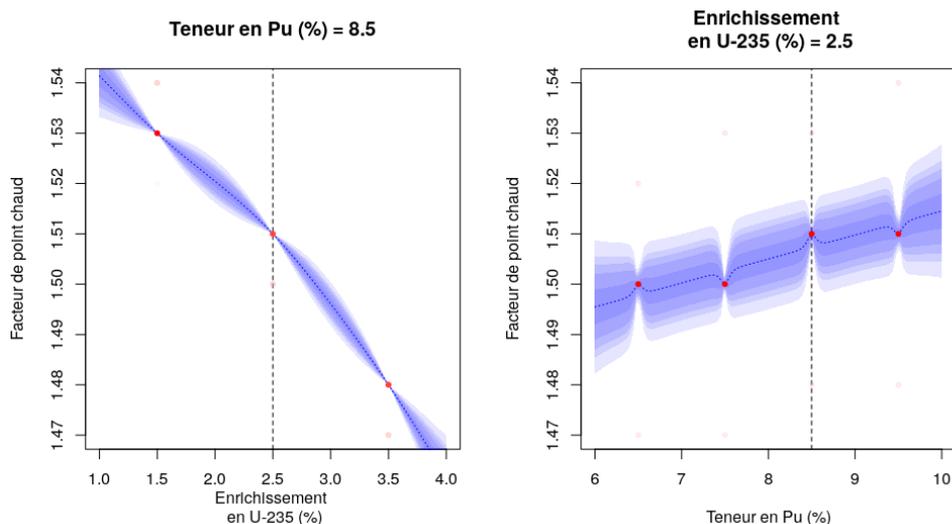


Figure 5-3 : Variation de la prédiction du facteur de point chaud en fonction de son paramètres d'entrée. La ligne en tiret bleue représente l'estimation de F_{xy} tandis que l'enveloppe bleue représente l'écart-type de krigeage associé.

La Figure 5-3 illustre le comportement typique d'un modèle prédictif, ou métamodèle, créé par krigeage. Est représentée sur cette figure, à gauche, l'évolution de F_{xy} en fonction de l'enrichissement en ^{235}U et à droite en fonction de la teneur en plutonium.

Au-delà de l'analyse physique que permet cette représentation des modèles prédictifs, c'est l'évolution de l'incertitude associée qu'il est intéressant d'analyser ici. Comme attendu l'incertitude est nulle pour un point du plan d'expérience, confirmant l'exactitude de l'interpolation faite par krigeage, l'estimation de l'observable est égale à celle observée sur un point du plan d'expérience²⁷ (cf. 4.3).

Ensuite, l'incertitude associée à la prédiction augmente avec la distance au point du plan d'expérience, illustrant l'utilisation de variogrammes pour estimer la variance $\sigma_K^2(s_0)$ associée à la prédiction $\hat{Z}(s_0)$. Pour rappel, la valeur du variogramme illustre la dépendance spatiale existante entre deux variables aléatoires (cf. 4.4.1 pour la définition des fonctions variographiques). Ici, il est facile de constater que la variance $\sigma_K^2(s_0)$ augmente au fur et à mesure que le point à estimer s'éloigne d'un des points du plan d'expérience, avant d'atteindre un maximum puis de diminuer pour redevenir nulle, quand nous souhaitons estimer de nouveau près d'un autre point du plan d'expérience.

Aux extrémités du domaine de définition des variables de notre problème (P_1), à savoir ^{235}U et Pu , là où n'il y a plus qu'une solution comme voisinage, la variance augmente sans être bornée. Cette divergence de la variante associée à la prédiction n'est que peu présente sur notre problème, les extrapolations demandées à nos métamodèles étant raisonnablement proches d'un point du plan d'expérience, toutefois un œil averti relèvera que l'incertitude maximale associée à une prédiction dans le domaine d'extrapolation ($1 < ^{235}\text{U} < 1,5$ ou $3,5 < ^{235}\text{U} < 4$ et $6 < Pu < 6,5$ ou $9,5 < Pu < 10$) est supérieure à l'incertitude maximale associée à une

²⁷ Si nous avons utilisé un modèle de variogramme avec effet pépité l'exactitude de la prédiction en un point du plan d'expérience n'aurait pas été garantie. L'effet pépité agit comme un *offset* sur l'estimation du krigeage en un point.

prédiction dans le domaine d'interpolation du métamodèle ($^{235}U \in [1,5; 3,5]$ et $Pu \in [6,5; 9,5]$).

Il a été implémenté dans la méthode d'optimisation une validation par LOOCV (cf. partie 4.3.3). Toutefois, dans notre situation le trop faible nombre de configurations constituant le plan d'expérience ne permet pas d'apprécier le caractère normal de la distribution des résidus normalisés. Aussi une méthode alternative a été proposée pour estimer l'écart-type moyen des métamodèles, et donc une estimation de l'erreur commise lors d'une prédiction.

Pour la résolution de ce problème, une grille de prédiction a été créée. Il s'agit d'une grille dont la dimension d'une maille fait $0,01^{235}U \times 0,01Pu$, ce qui résulte en 105 prédictions par performance prédite (300 valeurs d'enrichissements différentes en ^{235}U et 400 en Pu). Une mesure de l'écart-type de krigeage associée à chaque estimation est ensuite réalisée.

La moyenne de l'écart-type local associée aux 10^5 prédictions, notée $\overline{\sigma_K}$ est ensuite calculée. Même si l'écart-type local n'est pas, à proprement parler, une mesure de l'erreur fait par le métamodèle au point s_0 , il renvoie une information sur la certitude associée à la prédiction. Plus $\overline{\sigma_K}$ est petite, plus la certitude qu'il est possible d'avoir dans les prédictions du métamodèle est importante. Une validation des résultats présentés dans cette étude sera réalisée *a posteriori* en partie 5.2.6.

Pour chaque performance, le Tableau 5-3 résume les différentes $\overline{\sigma_K}$ obtenues. Une illustration de la répartition des σ_K dans l'espace des paramètres est disponible en Figure 5-4.

Tableau 5-3 : Ecart-type moyen associée à chaque performance prédite.

Performance	$\overline{\sigma_K}$
P_{Am} (kg/TWh)	0,003
P_{Np} (kg/TWh)	0,004
P_{Cm} (kg/TWh)	0,003
C_{Pu} (kg/TWh)	0,010
C_B^{DVX} (ppm)	2,4
L_{Cycle} (MWj/t)	75
F_{xy}	0,002

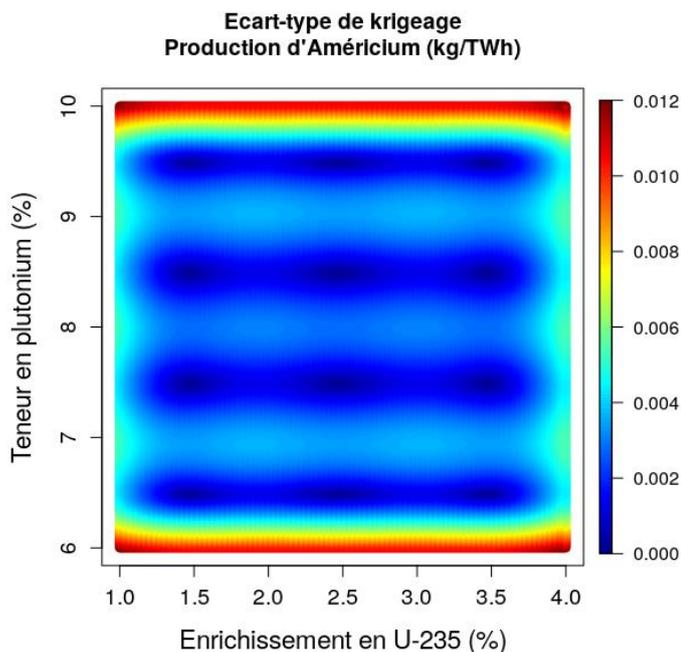


Figure 5-4 : Evolution de l'écart-type local associé aux prédictions de P_{Am} dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).

La Figure 5-4 illustre le même phénomène que la Figure 5-3, mais dans un espace à deux dimensions cette fois-ci. Comme précédemment, $\sigma_K(s_0)$ augmente en fonction de la distance à un point du plan d'expérience, indirectement discernable ici par une tache bleu foncé. La capacité moindre des métamodèles à prédire avec exactitude au sein du domaine d'extrapolation est de nouveau illustré ici, avec des valeurs associées à $\sigma_K(s_0)$ plus élevées dans le domaine d'extrapolation que dans le domaine d'interpolation des variables. De la moyenne arithmétique des valeurs de $\sigma_K(s_0)$ résulte $\overline{\sigma_K}$.

Nous avons, dans cette partie et dans la précédente, définis notre problème d'optimisation, les variables ainsi que les grandeurs physiques d'intérêt. De plus, nous avons créés différents métamodèles par krigeage universel. Maintenant, avec l'aide de ces métamodèles, nous allons réaliser une analyse physique de notre problème d'optimisation, avant de proposer une réponse, optimisée, pour notre problème.

5.2.4 Etude du problème d'optimisation

L'analyse physique du problème (P_1) se déroulera en deux temps. Tout d'abord une analyse physique des différentes performances étudiées dans l'espace des paramètres d'entrée (^{235}U ; Pu), puis dans l'espace d'optimisation (F_{xy} , P_{AM} , f_{MIX}).

5.2.4.1 L'espace des paramètres (^{235}U ; Pu)

Procédons désormais à l'analyse des différentes performances métamodélisées en fonction des paramètres d'optimisation, à savoir l'enrichissement en ^{235}U et la teneur en plutonium.

Les évolutions de F_{xy} , C_B^{DVX} et de L_{Cycle} dans cet espace sont dépeintes en Figure 5-5 et Figure 5-6.

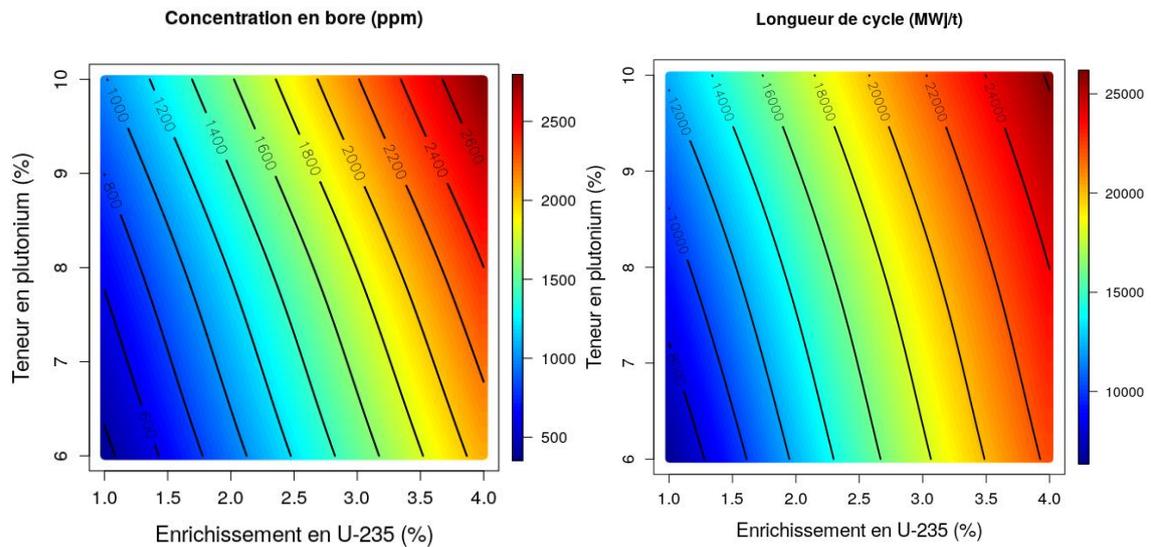


Figure 5-5 : Prédiction de C_B (gauche) et de L_{Cycle} (droite) dans l'espace des paramètres.

La longueur de cycle L_{Cycle} et la concentration en bore C_B^{DVX} suivent des tendances similaires. Ceci n'est pas surprenant, puisque ces deux grandeurs sont reliées à la réactivité du combustible et donc à son contenu fissile initial. Un enrichissement en ^{235}U élevé donne une réactivité initiale importante, qui doit être alors jugulée par une concentration en bore plus élevée. En ce qui concerne les combustibles avec une forte teneur en plutonium, ils sont moins sensibles aux absorbants thermiques, des concentrations en bore plus élevées sont alors requises pour ramener le cœur vers la criticité.

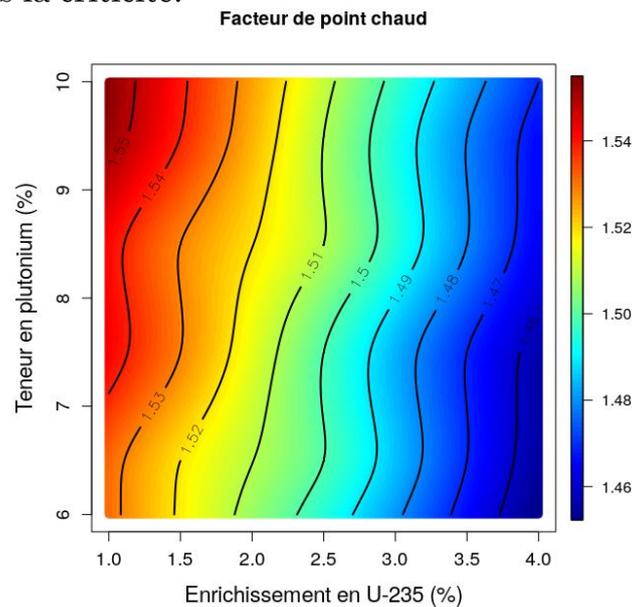


Figure 5-6 : Prédiction de F_{xy} dans l'espace des paramètres.

Nous constatons que le facteur de point chaud F_{xy} dépend principalement de l'enrichissement en ^{235}U , puisque les isocourbes obtenus sont presque verticales.

Dans notre situation, le plan de chargement du cœur a été optimisé pour un combustible MIX, avec un enrichissement en ^{235}U de l'ordre de 2 % et une teneur en plutonium fixée à 8 %. Ces variations d'enrichissement et de teneur se répercutent sur l'évolution du k_{eff} du combustible au cours de l'irradiation, donc sur la réactivité des assemblages combustibles de premier, deuxième et troisième cycles. Un combustible avec un enrichissement élevé en ^{235}U aura une perte en réactivité significativement différente entre ses premiers, deuxième et troisième cycles (cf. Figure 5-2), ce qui se traduira par une plus grande puissance des assemblages de premier cycle. Dans ce cas, la distribution radiale de puissance suit le plan de chargement.

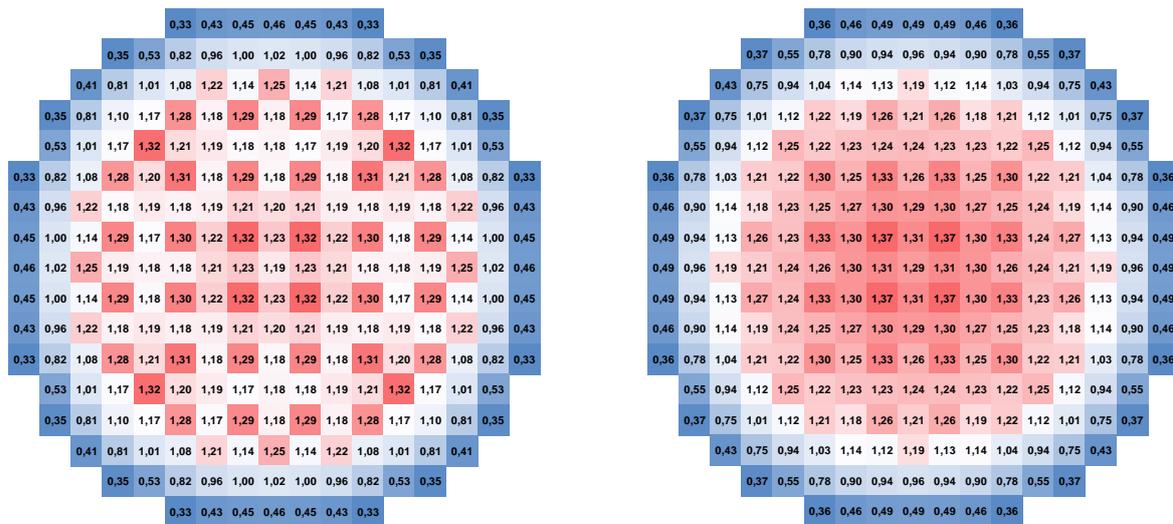


Figure 5-7 : Carte de puissance pour un cœur au plan de chargement optimisé ($^{235}\text{U} = 3,5 \%$; Pu = 6,5 % ; gauche) et non optimisé ($^{235}\text{U} = 1,5 \%$; Pu = 9,5 % ; droite).

Maintenant, si le combustible a des caractéristiques proches de celles d'un MOX, à savoir un enrichissement en ^{235}U faible et une teneur en plutonium élevée, alors la diminution de son k_{eff} au cours de son irradiation se fera plus lentement, notamment grâce à la régénération du plutonium par captures neutroniques successives sur l' ^{238}U (cf. Figure 2-3).

Dans cette situation, les assemblages de premier et de deuxième cycle produisent presque autant d'énergie, du fait d'une réactivité similaire. La distribution radiale de puissance relative qui en découle prend dans notre cas, où les assemblages de premier et deuxième cycles sont concentrés au centre du cœur, une forme bombée.

La Figure 5-7 illustre cette différence de comportement avec deux cartes de puissance. Le premier, à gauche, est chargé avec un combustible proche de celui qui a servi à optimiser le plan de chargement et a donc une distribution de puissance plus plate. Le second, à droite, est chargé avec un combustible aux caractéristiques proches du MOX. La différence de répartition de la puissance relative entre les deux configurations est immédiatement appréciable, avec une structure en damier pour la carte de gauche, rappelant le plan de chargement du cœur présentée en Figure 5-2, tandis que la carte de droite a une distribution de

puissance relative concentrée au centre du cœur, signe que le plan de chargement sélectionné n'est pas adapté au combustible choisi, et réciproquement²⁸.

La Figure 5-8 permet de regarder l'évolution de la production de différents actinides mineurs dans l'espace des paramètres.

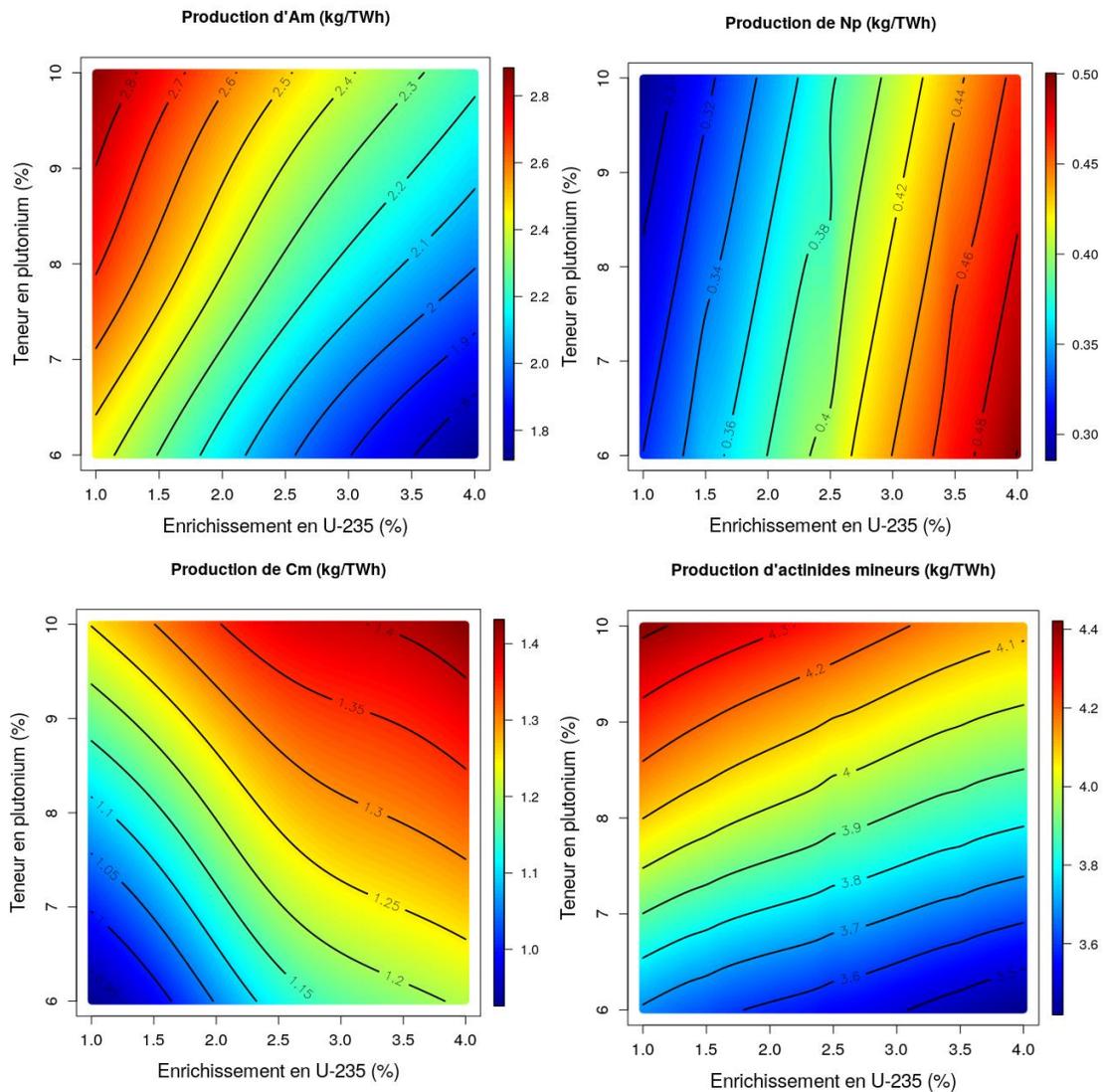


Figure 5-8 : Evolution de P_{Am} (haut, gauche), P_{Np} (haut, droite), P_{Cm} (bas, gauche) et P_{AM} (bas, droite) en fonction des variables d'optimisation.

²⁸ Ce point illustre une des difficultés inhérentes à la conception et à l'optimisation du combustible pour des réacteurs à eau pressurisée, c'est-à-dire la dépendance entre le combustible et le plan de chargement. En effet, les travaux de conception se consacrent généralement à l'optimisation de l'un de ces deux paramètres, l'autre étant considéré comme fixé. Cette thèse en est un parfait exemple, puisque nous travaillons avec un plan de chargement fixé, mais l'approche inverse aurait également pu être proposée, c'est-à-dire le développement d'une méthode d'optimisation des plans de chargement appliquée au multirecyclage du plutonium.

Or, une fois un combustible optimal trouvé, pour un plan de chargement défini *a priori*, plus rien n'indique qu'il est encore le plus pertinent pour un autre plan de chargement. Un deuxième travail d'optimisation pourrait alors être commencé, qui déboucherait sur un nouveau plan d'optimisation, qui nécessiterait lui aussi à nouveau un travail d'optimisation du combustible.

En ce qui concerne la production des actinides mineurs au déchargement, nous observons différents comportements, à partir des bilans matières calculés par isotope (cf. 3.2.3).

L'américium est composé de deux tiers de ^{243}Am et d'un tiers de ^{241}Am . La production de ^{243}Am est due aux captures neutroniques successives à partir du ^{242}Pu . Celle du ^{241}Am est également proportionnelle à la teneur en Pu, puisque que le ^{241}Am est produit à la suite de la désintégration β^- du ^{241}Pu . La production d'Am diminue avec l'enrichissement en ^{235}U , qui induit une compétition avec le plutonium, en ce qui concerne les captures neutroniques et les fissions. La réduction du nombre de captures neutroniques effectuées par le plutonium impacte la production d'américium.

Le neptunium produit ici est principalement du ^{237}Np , produit par désintégration β^- du ^{237}U , lui-même produit à partir des captures neutroniques successives du ^{235}U , sa production est donc principalement liée à l'enrichissement du combustible en ^{235}U .

Quant au curium, sa production est composée principalement de ^{244}Cm , qui est obtenu après la capture d'un neutron par le ^{243}Am , lui-même issu de captures successives sur le ^{241}Pu et le ^{242}Pu . La production de ^{243}Am est liée à la fois à la teneur en plutonium du combustible mais également à son irradiation, donc voit sa production être la plus forte pour des combustibles fortement enrichis, à la fois en plutonium et en uranium.

Finalement, la production totale d'actinides mineurs se révèle être la somme de ces trois productions d'éléments. Elle est principalement pilotée par la production d'américium, mais celle de curium y joue également un rôle non négligeable.

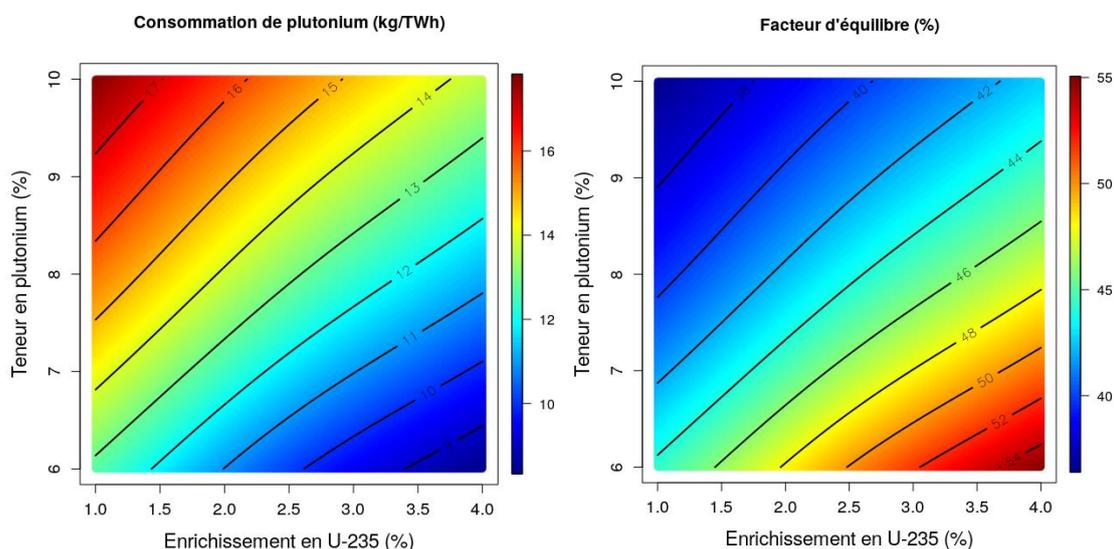


Figure 5-9 : Prédiction de C_{Pu} et de f_{MIX} dans l'espace des paramètres.

Enfin, en ce qui concerne la consommation de plutonium C_{Pu} , et donc le facteur d'équilibre f_{MIX} , nous voyons qu'une compétition apparaît entre l'enrichissement en ^{235}U et la teneur en Pu. Il est plus aisé d'incinérer du plutonium en réacteur lorsqu'il s'agit du seul élément fissile, tandis que l'ajout de ^{235}U introduit une compétition entre les éléments fissiles pour la production d'énergie, ce qui résulte en une diminution de la consommation de plutonium pour les forts enrichissements en ^{235}U . À noter que les configurations les plus incinératrices en

plutonium ne sont pas forcément celles qui permettent d'avoir les longueurs de cycles les plus longues, ce qui les rend moins intéressantes économiquement.

5.2.4.2 L'espace d'optimisation (P_{AM} , f_{MIX} , F_{xy})

Dans ce problème, nous cherchons à optimiser notre combustible MIX pour qu'il minimise P_{AM} , f_{MIX} et F_{xy} . Comme nous l'avons vu dans la partie 5.2.4.1, P_{AM} et f_{MIX} sont contradictoires, c'est-à-dire qu'il faut faire tendre l'enrichissement en ^{235}U et la teneur en Pu vers des valeurs opposées pour pouvoir minimiser l'une ou l'autre de ces performances. Il s'agit donc là d'un vrai problème d'optimisation.

La Figure 5-10 ci-dessous illustre l'espace d'optimisation du problème (P_1). Sur cette figure sont affichées : la distribution du facteur de point chaud, en fonction de la production d'actinides mineurs et du facteur d'équilibre, mais aussi le nombre d'EPR MIX des parcs à l'équilibre, avec leur intervalles, ainsi que le front de Pareto de cet espace, symbolisé par une ligne pointillée orange, qui regroupe l'ensemble des solutions minimisant à la fois P_{MA} et f_{MIX} dans cet espace. Dans l'espace non contraint des objectifs, la flotte de réacteurs, pour un parc constitué de 30 réacteurs de type EPR, évolue de 11 EPR MIX à 17 EPR MIX.

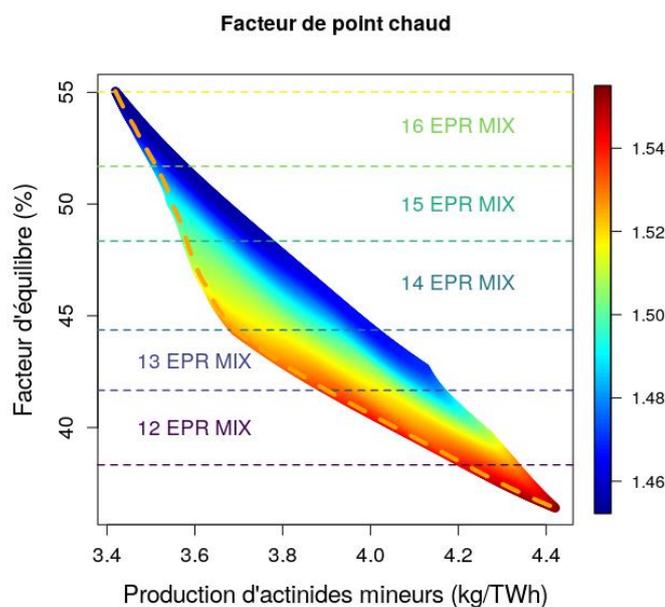


Figure 5-10 : Prédiction de F_{xy} dans le plan d'optimisation (P_{AM} , f_{MIX}).

Le problème d'optimisation que nous cherchons à résoudre ici est la minimisation à la fois de P_{AM} , f_{MIX} et F_{xy} , qui sont contradictoires, comme l'illustre la Figure 5-10.

Tout d'abord, nous pouvons constater que l'ensemble des solutions qui minimisent P_{AM} et f_{MIX} se trouve dans le quart inférieur gauche de notre espace et forme le front de Pareto

Le front de Pareto de notre problème peut être décomposé en deux parties, une première partie où il est possible de rapidement faire décroître le facteur d'équilibre f_{MIX} , de 55 % à 45 %, sans trop augmenter P_{AM} .

Ceci correspond, comme le montre la Figure 5-11 à une zone où la teneur en Pu est inférieure à 7 %, puis une seconde où la diminution de f_{MIX} ne peut se faire qu'en échange d'une forte augmentation de P_{AM} , cette fois-ci pour des enrichissements en ^{235}U inférieures à 1,5 %. La zone optimale, vis-à-vis du F_{xy} , se retrouve éloigné de ce front de Pareto, sauf pour les configurations à faible teneur en Pu ($\sim 6\%$) et à enrichissement en ^{235}U élevé ($> 3,5\%$), où des solutions avec de faibles valeurs peuvent être atteinte, tout en restant à proximité ou sur le front de Pareto (à son extrémité gauche).

Minimiser à la fois f_{MIX} et F_{xy} est donc difficile. Ceci peut s'expliquer à partir d'une analyse de la Figure 5-11, où les variables d'optimisation sont distribuées dans le plan d'optimisation (P_{AM} , f_{MIX}). Nous y voyons que les solutions avec un enrichissement élevé en ^{235}U sont celles qui sont éloignées du front de Pareto, là où l'ensemble des teneurs en Pu peuvent être atteintes. Or, comme cela a été illustré par la Figure 5-5, avec notre plan de chargement, le facteur de point chaud diminue en augmentant l'enrichissement en ^{235}U , mais enrichir en ^{235}U diminue la consommation de Pu, et donc le f_{MIX} . Aussi, la manière la plus efficace de minimiser f_{MIX} revient à baisser l'enrichissement en ^{235}U , au détriment du facteur de point chaud.

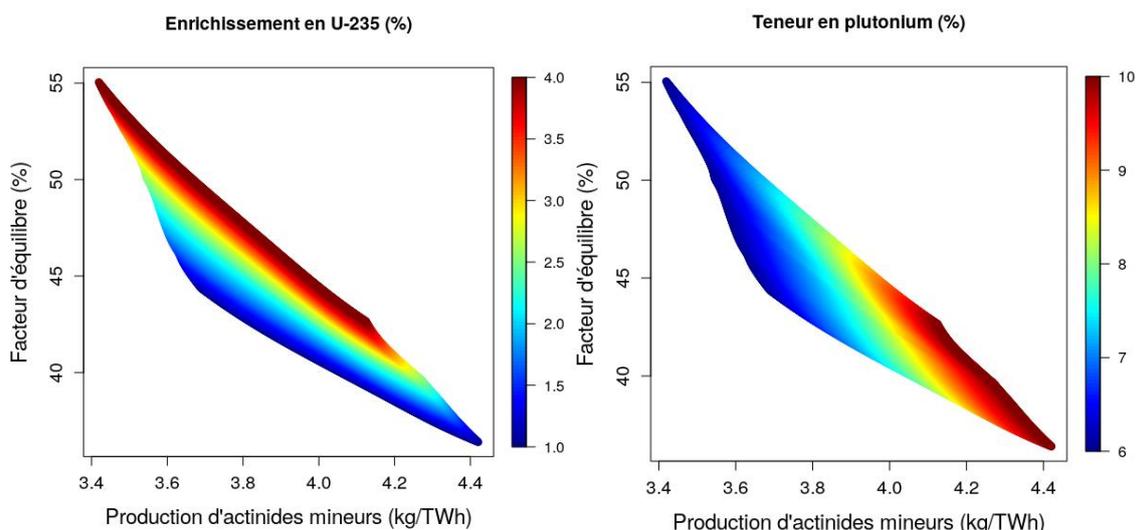


Figure 5-11: Prédiction des variables d'optimisation, ^{235}U (gauche) et Pu (droite) dans le plan d'optimisation (P_{AM} , f_{MIX}).

Le second levier à notre disposition est la teneur en plutonium du combustible MIX. En minimisant cette dernière, il est possible de baisser fortement la production d'actinides mineurs, même si les productions les plus basses sont celles avec les f_{MIX} les plus élevées. A contrario, diminuer f_{MIX} , tout en restant le long du front de Pareto, ne peut être fait qu'en augmentant la teneur en plutonium, ce qui augmente la production des actinides mineurs. Une zone de compromis peut être atteinte pour de faibles enrichissements en ^{235}U et en Pu, à l'intersection des deux parties du front de Pareto, mais encore faut-il que cette zone passe les contraintes de notre problème d'optimisation, représentées en Figure 5-12.

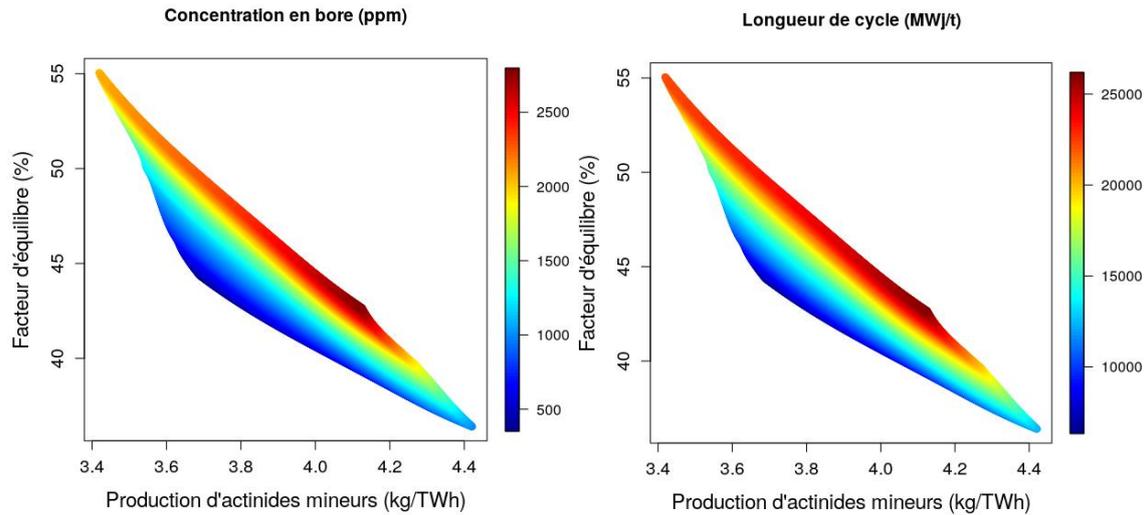


Figure 5-12 : Prédiction des contraintes d'optimisation C_B (gauche) et L_{Cycle} (droite) dans le plan d'optimisation (P_{AM} , f_{MIX}).

Ce que nous pouvons constater d'emblée, après analyse de la Figure 5-12, c'est que les solutions du front de Pareto ne font pas en majorité partie de l'ensemble des solutions avec une longueur de cycle supérieure à 15 000 MWj/t, et sont donc situées en dehors du domaine de notre problème, remplissant ainsi les critères économiques imposés au problème d'optimisation (P_1). Des campagnes d'irradiations suffisamment longues permettent d'améliorer la disponibilité du réacteur, en augmentant le laps de temps entre deux rechargement, mais aussi d'obtenir une meilleure utilisation du combustible, et donc une meilleure valorisation économique de ce dernier.

En ce qui concerne C_B , un bon nombre de solutions constituant le front de Pareto se révèlent comme respectant la contrainte du problème d'optimisation. Ces résultats, tant pour le taux d'irradiation que pour la concentration en bore, ne sont pas surprenant au regard des analyses précédentes, puisque nous avons vu que de forts enrichissements en ^{235}U ou en Pu permettent d'atteindre des L_{Cycle} élevées, notamment grâce à leur réactivité élevée. Or, ces forts enrichissements empêchent d'atteindre à la fois des productions d'actinides mineurs faibles et des consommations de plutonium élevées. Ils s'avèrent donc éloignés des solutions constituant le front de Pareto.

À l'inverse, dans notre situation, les limites demandées au regard de la concentration en bore ne sont pas très contraignantes, puisque les solutions du front, à faible enrichissement donc, ont une réactivité initiale faible et donc besoin d'une concentration initiale en bore plus petite pour assurer la criticité dans le cœur au démarrage.

Cette analyse physique de l'espace d'optimisation réalisée, nous allons pouvoir nous consacrer à la recherche d'une solution à notre problème (P_1). Cette recherche est détaillée dans la partie 5.2.5 de ce manuscrit.

5.2.5 Choix de l'optimum du combustible MIX

Nous cherchons ici à optimiser notre combustible de sorte à minimiser à la fois P_{AM} , f_{MIX} , et F_{xy} . La partie 5.2.4.2 montre que l'espace des objectifs, contraint comme non contraint, couvre une large gamme de valeurs pour f_{MIX} et nous avons discuté en partie 3.2.4 l'impact qu'avait le facteur d'équilibre sur une flotte de réacteurs nucléaires, notamment sur le nombre de réacteurs à charger en combustible MIX. Il a alors été choisi de chercher une solution optimale pour chaque configuration de la flotte, i.e. pour une flotte de réacteur composés de 12 cœurs chargés avec du MIX, de 13 cœurs, de 14 cœurs, etc. Ces solutions optimales permettent de minimiser à la fois les trois objectifs du problème, pour différentes configurations du parc électronucléaire.

La discussion portera dans un premier temps sur la recherche des solutions optimales puis, dans un second temps, sur la validation des interpolations des métamodèles par une comparaison avec un calcul issu du schéma neutronique direct.

5.2.5.1 Recherche des solutions optimales

Puisque les trois performances à optimiser sont contradictoires, le choix a été fait de retenir les solutions de l'espace contraint des objectifs qui forment le front (P_{AM} , f_{MIX}) et de les hiérarchiser en fonction de la troisième performance à optimiser, en l'occurrence F_{xy} . Toutefois, chercher une solution sur le front (P_{AM} , f_{MIX}) implique de passer par différentes configurations de la flotte de réacteurs, qui auront des conséquences sur la production annuelle d'AM. Aussi ne retenir qu'une solution au problème d'optimisation n'aurait pas de sens, puisqu'un parc avec 16 EPR MIX ne répond pas aux mêmes besoins ni aux mêmes objectifs qu'un parc disposant de 13 EPR MIX.

La Figure 5-13 illustre ce propos, en représentant dans l'espaces des objectifs (en gris) la répartition des solutions de l'espace contraint, en fonction du nombre d'EPR MIX qui composent la flotte (composée de 30 EPR au total).

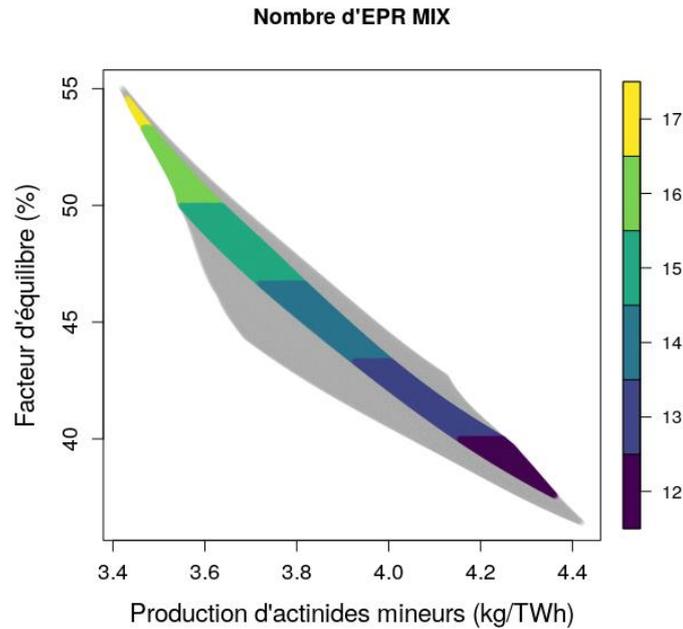


Figure 5-13 : Répartition des configurations de flotte dans le plan d'optimisation contraint (P_{AM} , f_{MIX}).

Les solutions viables se répartissent le long d'une longue bande étroite, cernée en bas par la contrainte appliquée à la longueur de cycle et en haut à la concentration en bore (voir Figure 5-12). Six flottes différentes sont accessibles pour résoudre le problème (P_1) et représentent 6 solutions au problème d'optimisation. La sélection de ces 6 solutions se fait en minimisant F_{xy} le long du front de Pareto.

Cette recherche est illustrée par la Figure 5-14 :

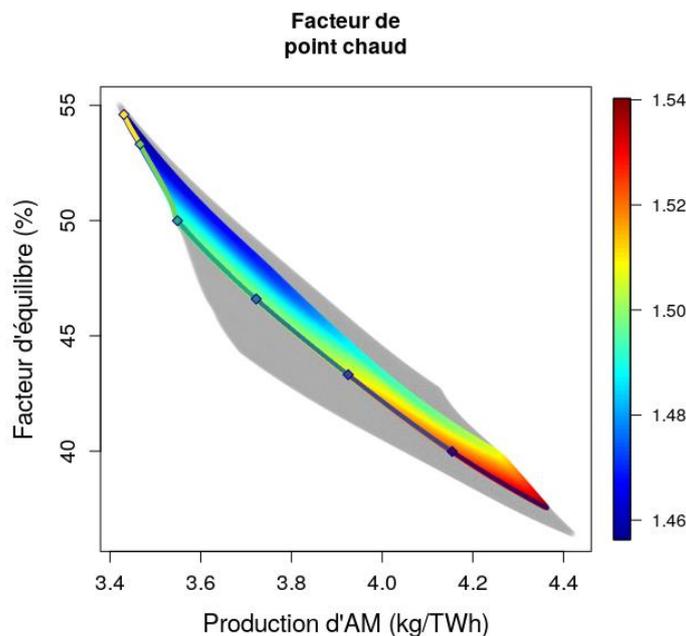


Figure 5-14 : Localisation des différentes solutions retenues au problème d'optimisation, en fonction du facteur de point chaud, le long du front de Pareto.

Tableau 5-4 : Caractéristiques des différentes configurations optimales du problème (P_1).

Nombre d'EPR MIX	12	13	14	15	16	17
^{235}U (%)	1,85	2,15	2,34	2,49	3,46	3,86
Pu (%)	8,96	7,76	6,82	6,01	6,00	6,00
C_{Pu} (kg/TWh)	15,3	13,3	11,7	10,2	8,93	8,48
P_{AM} (kg/TWh)	4,15	3,93	3,72	3,55	3,47	3,43
L_{Cycle} (MWj/t)	15035	15052	15059	15067	19874	21700
C_B (ppm)	1298	1266	1240	1210	1765	1996
F_{xy}	1,53	1,51	1,50	1,50	1,47	1,46

Les caractéristiques des 6 solutions retenues au problème d'optimisation (P_1) sont résumées dans le Tableau 5-4. En regardant la distribution du facteur de point chaud dans l'espace contraint, réduit par rapport à l'espace des objectifs, une corrélation entre f_{MIX} et F_{XY} semble apparaître, le long des fronts de Pareto. Les solutions retenues sont toutes celles qui, à leur échelle, maximisent le facteur d'équilibre. Des configurations très différentes sont ainsi possibles, un parc avec 12 EPR MIX aura un F_{xy} élevé, 1,53, ce qui est rédhibitoire, tandis qu'un parc avec 17 EPR MIX aura un optimum bien inférieur, $F_{xy} = 1,46$. Ainsi, selon les contraintes de sûreté, certaines configurations de la flotte d'EPR s'avèreront inaccessibles, notamment celles avec un facteur d'équilibre bas (un $F_{xy} \leq 1,50$ implique de travailler avec un minimum 16 EPR MIX), supprimant ainsi les configurations les plus consommatrices de plutonium.

5.2.5.2 Validation d'une solution : flotte de 13 EPR

À partir de la solution optimale obtenue pour 13 EPR, un dernier calcul est effectué. Il s'agit d'un calcul neutronique directement réalisé par le schéma neutronique, à savoir CARABAS et COCAGNE, où les performances du cœurs sont recalculées et comparées aux interpolations obtenues par krigeage à travers la méthode d'optimisation. Cette comparaison est résumée dans le Tableau 5-5.

Tableau 5-5 : Comparaison entre les résultats interpolés par krigeage et ceux obtenus par le schéma neutronique.

Performances	Prédiction $\pm \sigma_K$	Schéma neutronique	Erreur absolue (erreur relative)
P_{Am} (kg/TWh)	2,343 \pm 0,002	2,340	0,003 (0,12 %)
P_{Np} (kg/TWh)	0,374 \pm 0,005	0,370	0,004 (1,08 %)
P_{Cm} (kg/TWh)	1,208 \pm 0,003	1,212	-0,004 (-0,33 %)
C_{Pu} (kg/TWh)	13,347 \pm 0,008	13,326	0,021 (0,16 %)
C_B^{DVX} (ppm)	1266 \pm 2	1267	-1 (0,08 %)
L_{Cycle} (MWj/t)	15052 \pm 60	15067	-15 (-0,1 %)
F_{xy}	1,512 \pm 0,002	1,515	-0,003 (-0,20 %)

Ce que ce tableau illustre, c'est la bonne exactitude des métamodèles à prédire des performances de combustible en réacteur, avec une erreur relative maximale

de 1,08 %, qui correspond à une erreur de 4g/TWh, pour la prédiction de la production de neptunium.

La majorité des performances sont prédites avec une erreur relative similaire aux valeurs de $\bar{\sigma}$, présentées dans le Tableau 5-3. Les métamodèles montrent ici leur très bonne capacité d'estimation des observables de calcul de cœur, avec une erreur relative maximale de l'ordre du pourcent.

5.2.6 Conclusion

Nous avons montré dans ce chapitre le potentiel de la méthode d'optimisation pour la résolution de problèmes liés au multi-recyclage du plutonium.

Cette méthode a permis, à partir de 12 calculs neutronique, qui chacun représente une demi-journée de calcul, la prédiction des performances en cœur d'environ 105 configurations différentes pour le combustible MIX. Ce gain de temps, obtenue par l'emploi d'une méthode d'interpolation spatiale basée sur le krigeage, a permis la réalisation d'une étude d'optimisation du combustible MIX pour un vecteur plutonium donné.

L'utilisation de métamodèles ouvre la voie à des études d'optimisations réalisables plus rapidement ou couvrant des espaces des paramètres plus larges, grâce aux possibilités permises par l'interpolation par krigeage des observables de cœur pour un combustible. La prédiction par krigeage s'avère être une méthode d'interpolation pertinente pour l'optimisation de combustible à destination de réacteurs à eau pressurisée.

À noter que les écarts entre valeur prédite et exacte, déjà très réduits, pourraient être diminués encore par des plans d'expérience plus riches en données.

Si pour ce problème d'optimisation, le choix a été fait de travailler avec un plan d'expérience simple, afin de permettre une démonstration de faisabilité sur un cas simple, rien dans l'usage de la méthode d'optimisation ne limite la taille du plan d'expérience, si ce n'est les moyens informatiques à dispositions.

Conclusion du chapitre

Ce chapitre a présenté une méthode dédiée à l'étude et à l'optimisation des gestions combustibles pour les réacteurs à eau pressurisée. Après une présentation générale de la méthode d'optimisation et de son implémentation, une série d'indicateurs physiques fut présentée. Ces indicateurs permettent de rendre compte d'aspects technico-économiques, comme le facteur d'équilibre f_{MIX} , qui pour un parc à l'équilibre permet de connaître le nombre de réacteurs à charger avec la gestion MIX associée pour avoir une production de plutonium nulle à l'échelle d'un parc ; où le coût amont du combustible, qui estime directement le coût de la gestion étudiée, en comparaison avec une gestion combustible MOX déjà existante et transposée dans un réacteur de type EPR. Un indicateur de sûreté qui mesure l'impact de la vidange sur la réactivité du combustible a été développé. Enfin, un facteur d'utilisation du plutonium permet d'évaluer dans quelle proportion le plutonium consommé contribue à la production d'énergie ou d'actinides mineurs.

Dans la seconde partie de ce chapitre, un premier travail d'optimisation a été effectué. Il s'agit de l'optimisation d'une gestion combustible 100 % MIX pour un

réacteur de type EPR, avec un qualité isotopique du plutonium plutôt dégradée, correspondant à un plutonium issu de plusieurs recyclages. Deux paramètres d'optimisation étaient laissés libres dans cette étude : l'enrichissement en uranium 235 du support du combustible MIX et sa teneur en plutonium.

Une analyse physique a tout d'abord été réalisée. Mettant en exergue l'impact de l'enrichissement en ^{235}U ou de la teneur en plutonium du combustible sur plusieurs performances étudiées. Par exemple, il été vu que si les configurations les plus riches en plutonium et pauvres en uranium 235 étaient celles qui avec le facteur d'équilibre le plus petit, cela se faisait au détriment de la sûreté nucléaire, les valeurs de facteur de point chaud obtenues étant supérieures à la cible de 1,50 définie en fin de section 3.2.3. Cette tendance se retrouve dans l'étude des parcs à l'équilibre, où les configurations proposant 12 et 13 EPR chargés avec du combustible MIX sont celles avec les facteurs de point chaud les plus élevés, respectivement 1,53 et 1,51. Des valeurs inférieures à 1,50 sont accessibles pour des parcs contenant au moins 16 EPR chargés avec du combustible, soit plus de la moitié des réacteurs disponible de ce parc hypothétique de 30 réacteurs de type EPR.

Enfin une validation physique fut réalisée, à partir d'une comparaison entre les prédictions issues de la méthode d'optimisation et un calcul du schéma neutronique CARABAS(APOLLO2) / COCAGNE. De très bons résultats, avec une erreur relative maximale de l'ordre d'1 % pour la prédiction de la production de neptunium furent obtenus, ce qui conforte l'emploi du krigeage pour méta-modéliser les cœurs de réacteurs, à partir de calculs COCAGNE.

6 Le combustible MIX : une évaluation d'une stratégie de multi-recyclage du plutonium

Sommaire

6.1	Définition du problème d'optimisation	134
6.2	Création du plan d'expérience	135
6.3	Création et validation des métamodèles	136
6.4	Etude du problème d'optimisation	141
6.4.1	Dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu)	141
6.4.2	Dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu)	144
6.4.3	Dans l'espace d'optimisation (F_{xy} ; L_{Cycle})	151
6.5	Recherche des configurations optimales du combustible MIX	158
6.5.1	Choix de deux solutions optimales : début et fin du multi-recyclage du plutonium	161
	Conclusion du chapitre	163

Le chapitre précédant présentait une méthode d'optimisation des gestions combustibles pour les réacteurs à eau pressurisée et a permis de mettre en avant la bonne précision des prédictions réalisées par les métamodèles ainsi qu'un premier calcul d'optimisation du combustible MIX, pour une qualité fissile donnée.

Ce chapitre propose de réaliser désormais une étude de sensibilité de plus grande envergure avec l'aide des métamodèles créés par krigeage. L'objet d'évaluation et d'optimisation est toujours un cœur de réacteur de type EPR constitué à 100% d'assemblages combustibles MIX ; avec un objectif de stabiliser l'inventaire plutonium par son multi-recyclage, comme cela est présenté dans la partie 6.1 de ce chapitre. Après la construction du plan d'expérience dans la section 6.2 et la validation des métamodèles générés par krigeage dans la partie 6.3, une analyse physique du problème d'optimisation sera réalisée dans la partie 6.4. Enfin l'optimisation du combustible MIX sera réalisée dans la dernière section de ce chapitre, la section 6.5, où des solutions optimales seront identifiées selon la qualité fissile du plutonium.

Ce chapitre repose notamment sur des travaux qui ont été présentés pendant la conférence PHYSOR 2022 [118].

6.1 Définition du problème d'optimisation

Pour la résolution de ce problème d'optimisation, que nous nommerons (P_2), nous avons fait le choix de considérer quatre paramètres d'entrée : l'enrichissement en ^{235}U , la teneur en Pu et la fraction massique en ^{239}Pu et en ^{241}Pu du plutonium, c'est-à-dire la qualité fissile Q_{Pu} du combustible.

Nous incluons dans notre calcul de teneur isotopique du plutonium la fraction de ^{241}Am , qui est un produit de désintégration β^- du ^{241}Pu (cf. section 1.5.1.1).

Dans ce problème d'optimisation, nous cherchons à minimiser, encore une fois, le facteur de point chaud F_{xy} , mais également le coût amont du combustible CA et à maximiser la longueur de cycle L_{Cycle} .

Afin de réduire la taille de l'espace d'optimisation étudié et d'exclure des configurations du combustibles ayant de mauvaises performances en cœur. Plusieurs contraintes sont imposées au problème d'optimisation. Comme précédemment, nous conservons les critères imposés sur la concentration en bore C_B (présentée dans la partie 3.2.1 et définis dans la partie 3.4).

À cette contrainte s'ajoute une nouvelle sur la marge en réactivité du combustible en cas de vidange, que nous limitons à 2 000 pcm, afin de s'assurer une marge suffisante vis-à-vis du risque de criticité en cas de vidange du cœur.

En ce qui concerne le facteur d'équilibre, l'espace des objectifs est contraint à ne proposer que des solutions ayant un $f_{\text{MIX}} < 46,66\%$, ce qui correspond à un parc composé au maximum de 14 EPR MIX, afin d'avoir un parc composé en majorité par des réacteurs de type EPR chargés avec du combustible UOX.

Ces conditions, paramètres et objectifs du problème d'optimisation sont résumés dans la formalisation du problème (P_2) présentée ci-dessous :

Tableau 6-1 : Formalisation du problème d'optimisation (P_2).

Objectifs	F_{xy}	Minimiser
	L_{Cycle}	Maximiser
	CA	Minimiser
Variables d'optimisation	^{235}U	[1 ; 4] %
	Pu	[6 ; 10] %
	Q_{Pu}	[36 ; 58] %
	^{241}Pu	[2 ; 12] %
Contraintes	F_{xy}	< 1,55
	L_{Cycle}	> 300 JEPP (10 680 MWj/t)
	C_B	< 2 000 ppm
	$\Delta\rho_{\text{vidange}}$	< -2 000 pcm
	f_{MIX}	< 46,66

Ce problème d'optimisation, qui repose sur un espace des objectifs plus complexe, a nécessité la construction d'un plan d'expérience particulier, basé sur un tirage aléatoire par maximisation d'entropie.

6.2 Création du plan d'expérience

Contrairement à la résolution du problème d'optimisation (P_1), il a été décidé ici de travailler avec un plan d'expérience généré aléatoirement par maximisation d'entropie (méthode présentée en partie 4.4.1).

Ce tirage aléatoire répond cependant à plusieurs contraintes, présentées dans le Tableau 6-2 :

Tableau 6-2 : Définition du plan d'expérience.

Variables d'optimisation	^{235}U	[1 ; 4] %
	Pu	[6 ; 10] %
	Q_{Pu}	[36 ; 58] %
	^{241}Pu	[2 ; 12] %
Paramètres fixés	^{238}Pu	4,19 %
	^{242}Pu	12,28 %
Paramètres déduits	^{241}Am	$^{241}Pu \times (e^{\lambda_{^{241}Pu} \cdot \Delta t} - 1)$
	^{240}Pu	$\sum_{238 \leq i \leq 242} iPu + ^{241}Am$
Contrainte	$^{240}Pu < ^{239}Pu$	

Avec :

- ^{238}Pu et ^{242}Pu , sont les fractions massiques de plutonium 238 et de plutonium 242, respectivement fixées à partir de valeurs extrapolées d'un scénario de multi-recyclage du plutonium présenté dans [87]. Ces valeurs sont représentatives des fractions massiques observées pour ces deux isotopes au cours du multi-recyclage du plutonium ;
- Q_{Pu} la qualité fissile du plutonium ;
- ^{241}Pu la fraction massique de plutonium 241. La fraction massique en ^{239}Pu est la différence entre Q_{Pu} et ^{241}Pu : $^{239}Pu = Q_{Pu} - ^{241}Pu$;
- ^{241}Am est la fraction massique d'américium 241, calculée à partir de ^{241}Pu , sous l'hypothèse que toute la production de ^{241}Am se fait par décroissance β^- et qu'il ne décroît pas pendant Δt . Une durée $\Delta t = 2$ ans représente le temps s'écoulant entre la fabrication du combustible et son chargement en cœur. Ici $\lambda_{^{241}Pu} = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}}$ avec $T_{1/2} = 14$ ans ;
- ^{240}Pu , la fraction massique de ^{240}Pu , est le complémentaire à 100 des autres isotopes. Cette fraction doit être inférieure à la valeur de ^{239}Pu , pour rester cohérent avec l'évolution sous irradiation du combustible MOX présentée dans le chapitre 1.5.1.2.

La répartition des solutions constituant le plan d'expérience est présentée en Figure 6-1. 100 points ont été tirés pour construire ce plan d'expérience. Il est intéressant d'y constater comme les conditions imposées au tirage limitent la répartition des points du plan d'expérience dans l'espace (Q_{Pu} , ^{241}Pu) (en bas à

droite de la Figure 6-1), en créant un large domaine interdit pour les valeurs tirées extrêmes, là où les points peuvent occuper tout l'espace (^{235}U , Pu).

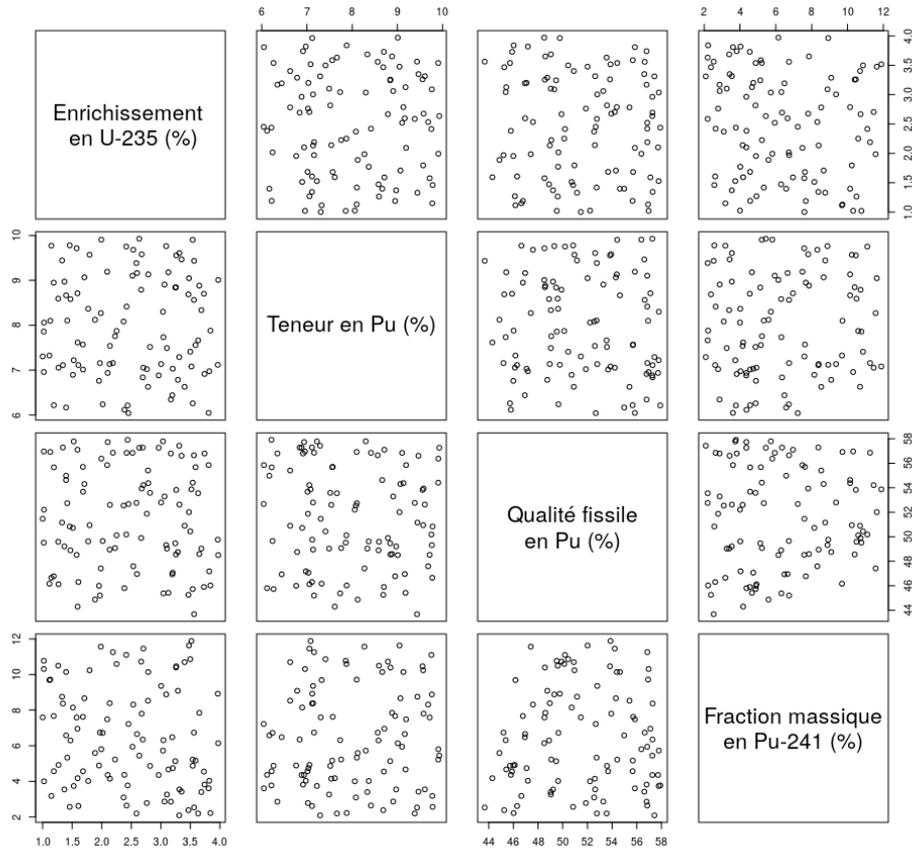


Figure 6-1 : Répartition des points du plan d'expérience dans l'espace (^{235}U , Pu , Q_{Pu} , ^{241}Pu).

6.3 Création et validation des métamodèles

À l'instar de ce qui a été réalisé en partie 5.2.3, nous créons ici plusieurs métamodèles, un pour chaque performance ou observable du calcul de cœur, qui reposent sur du krigeage universel, pour les mêmes raisons d'absence de connaissances *a priori* sur les observables que nous cherchons à prédire.

Les quatre variables d'optimisation présentées dans le Tableau 6-2 sont utilisés ici comme degrés de libertés de nos métamodèles.

Plusieurs observables de cœur, calculées par COCAGNE, font l'objet d'une représentation par les métamodèles. En plus de celles utilisées pour la résolution du problème (P_1), nous ajoutons le facteur d'utilisation du plutonium η_{Pu} (cf. section 3.2.4), le coût amont du combustible CA (cf. section 3.2.6) et la concentration en bore en situation d'arrêt à chaud, toutes barres extraites, $C_B^{AAC\ TBH}$. À noter que cette dernière observable ne sert qu'à estimer le $\Delta\rho_{\text{vidange}}$ lors de son interpolation (cf. partie 3.3).

Le métamodèle développé pour prédire le facteur de point chaud F_{xy} est présenté en Figure 6-2, pour un point choisi aléatoirement dans le plan d'expérience. Les performances X1, X2, X3 et X4 représentent respectivement ^{235}U , Pu , ^{239}Pu , ^{241}Pu . Le point choisi ici est $\vec{X} = (2,4 ; 8,1 ; 52,5 ; 3,1)$.

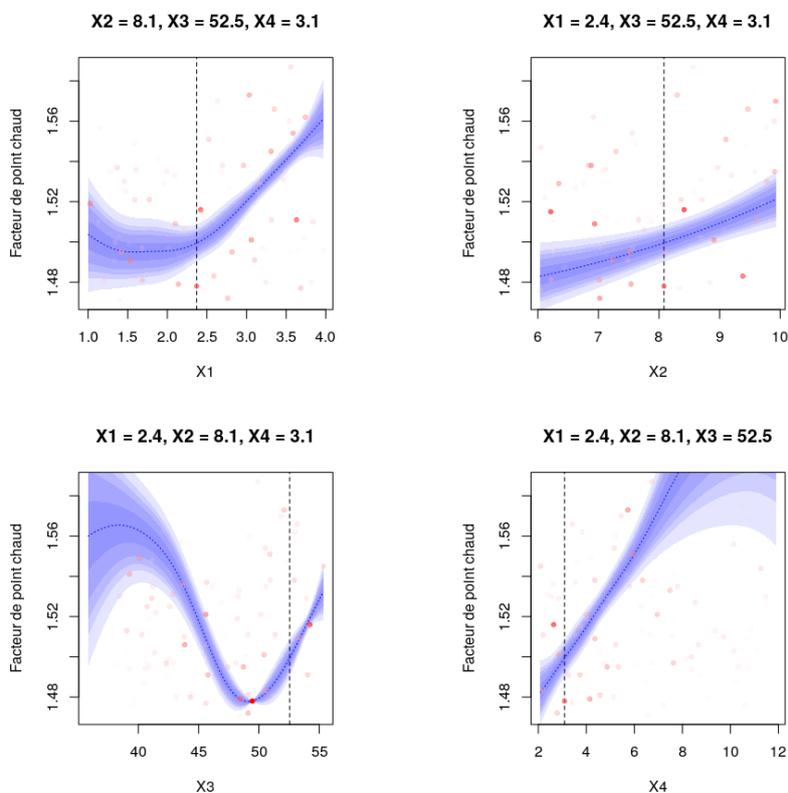


Figure 6-2 : Prédiction du facteur de point chaud en fonction de son paramètres d'entrée pour un point du plan d'expérience.

La Figure 6-2 illustre la différence de comportement d'un métamodèle, en l'occurrence ici celui permettant de prédire le facteur de point chaud F_{xy} , pour un point du plan d'expérience.

Nous observons, comme pour la Figure 5-3, une augmentation de l'écart-type de krigeage σ_K lors de l'estimation de F_{xy} loin de points du plan d'expérience.

La validation des métamodèles se fait par LOOCV (méthode présentée en partie 4.3.3). Si le métamodèle généré par krigeage est valide, alors l'ensemble des résidus normalisés devraient se situer dans un intervalle $[-3 ; +3]$.

La Figure 6-3 illustre l'application de la validation croisée un-contre-tous du métamodèle prédisant le facteur de point chaud à partir du plan d'expérience présenté en Figure 6-1.

Nous observons que l'écart moyen entre les valeurs observées et estimées est de 0,005, ce qui est petit devant l'amplitude de variation de F_{xy} de 0,120. Cette faible erreur d'estimation du facteur de point chaud s'illustre par la bonne répartition des solutions estimées le long d'une droite à 45° (haut, gauche).

Ce bon comportement du métamodèle est confirmé dans la distribution des résidus normalisés, où tous sont compris dans l'intervalle $[-3 ; 3]$, à l'exception d'un point du plan d'expérience pour lequel le résidu normalisé vaut 3,02. Il a été jugé que supprimer ce point de la base d'expérience du métamodèle n'était pas forcément bénéfique, puisque le point étudié est très proche de -3 .

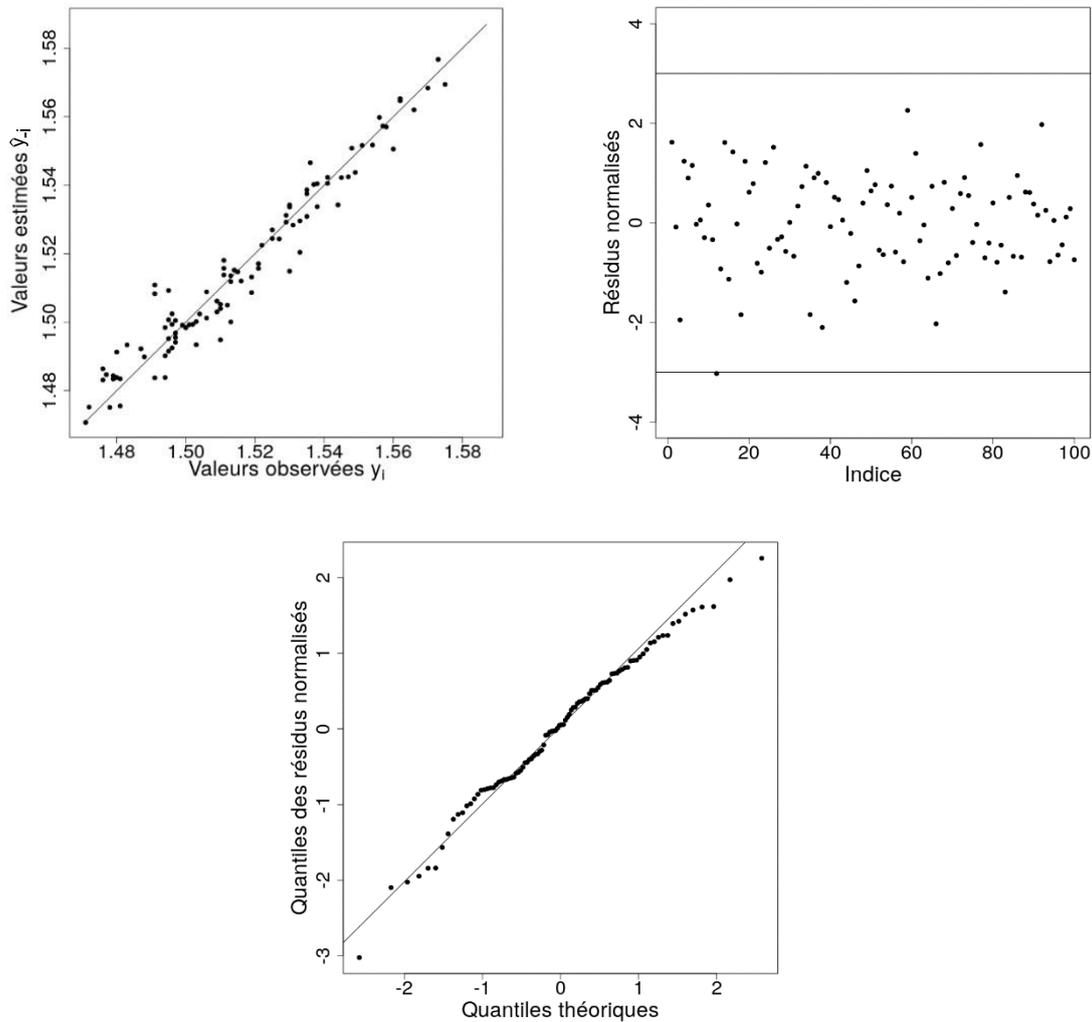


Figure 6-3 : Tests diagnostiques pour le métamodèle prédisant le facteur de point chaud : répartitions des valeurs estimées en fonctions des valeurs observées (haut, gauche) ; distributions des résidus normalisés en fonction des valeurs observées (haut, droite) ; résidus normalisés ordonnés en fonction des quantiles de la loi normale (bas).

Enfin, l'étude du graphique quantile-quantile confirme bien la normalité de la distribution des résidus normalisés. Nous calculons l'écart-type σ du métamodèle à partir de la formule pour chacune des observables prédites par krigeage.

Nous rassemblons dans le Tableau 6-3 la plage de variation des observables pour le plan d'expérience, leur valeur moyenne (calculée pour l'ensemble des points composants le plan d'expérience) et les valeurs des écarts-types permettant la construction des intervalles de confiance à 68 % et 99,7 %. En plus de cela, nous

calculons le rapport entre l'écart-type σ du métamodèle et la valeur moyenne. Ce rapport nous permet d'apprécier la valeur de σ par rapport à l'observable étudiée. Plus ce rapport est petit, plus l'erreur commise par le métamodèle lors d'une estimation est faible.

Tableau 6-3 : Caractéristiques des métamodèles associés aux observables prédites.

Observable prédite	Plage de variation du plan d'expérience			Intervalle de confiance		
	Min.	Moy.	Max.	σ	3σ	$\sigma/\text{Moy.}$
P_{Am} (kg/TWh)	1,693	2,287	3,277	0,015	0,045	0,95 %
P_{Cm} (kg/TWh)	0,781	1,287	1,491	0,014	0,042	1,09 %
P_{Np} (kg/TWh)	0,288	0,388	0,487	0,005	0,015	1,28 %
C_{Pu} (kg/TWh)	8,96	13,50	17,21	0,015	0,045	0,11 %
C_{235U} (kg/TWh)	4,64	9,40	14,6	0,02	0,06	0,21 %
f_{MIX} (%)	53,2	43	37	0,027	0,082	0,20 %
C_B (ppm)	257	1956	3478	5	15	0,28 %
$C_B^{DDV AAC TBH}$ (ppm)	1497	3146	4637	4	12	0,11 %
L_{Cycle} (JEPP)	154	521	776	4	12	0,77 %
L_{Cycle} (MWj/t)	5 482	18 548	27 626	142	426	0,77 %
BU_D (MWj/t)	13 705	46 370	69 065	355	1065	0,77 %
F_{xy}	1,494	1,549	1,647	0,015	0,045	0,97 %
CA	1,16	1,60	3,91	0,11	0,33	6,9 %
η_{Pu} (%)	52,91	53,9	54,94	0,04	0,12	0,07 %

Nous constatons que l'ensemble des observables prédites par les métamodèles ont un écart-type ramené à leur moyenne (dans le plan d'expérience) inférieure ou de l'ordre de 1 %, à l'exception du coût amont, où ce rapport vaut environ 7 %.

La distribution des valeurs estimées et observées du coût amont est réalisée en Figure 6-4

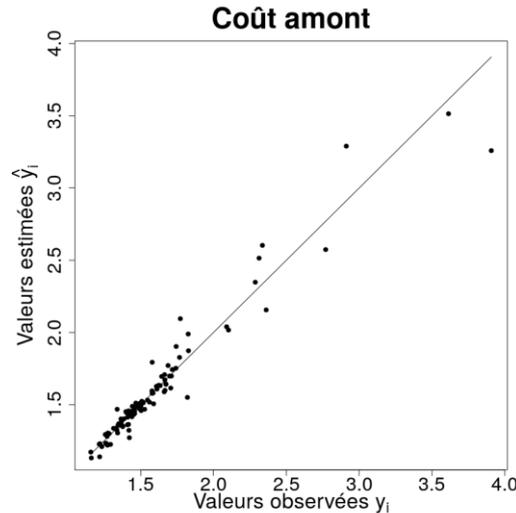


Figure 6-4 : Répartitions des valeurs estimées en fonctions des valeurs observées pour le métamodèle prédisant le coût amont.

Cette figure montre que la répartition des configurations du plan d'expérience n'est pas homogène, avec une population où $CA \leq 2$ bien supérieure à celle où $CA > 2$.

Cette répartition inégale des solutions va affecter la capacité de prédiction de métamodèle du coût amont. Nous rappelons que l'erreur d'estimation d'une observable par krigeage est corrélée à la densité d'observations connues autour du point à observer (cf. 4.3.2). Dans la région où $CA > 2$, le métamodèle possède moins d'observations auxquelles corréliser son estimation, et va donc avoir une erreur statistique associée à sa prédiction en ce point plus élevée.

Cette hausse de l'erreur d'estimation se répercute lors du processus de LOOCV et permet d'expliquer pour le rapport entre σ et la valeur moyenne de CA dans le plan d'expérience est plus élevé que pour d'autres observables.

Dans cette partie, nous avons construit et validé les métamodèles utilisés pour l'analyse physique et la résolution du problème d'optimisation (P_2). Chaque modèle créé se voit associer un intervalle de confiance, déterminé *a posteriori*, ce qui n'était pas possible au moment de la construction du plan d'expérience du problème d'optimisation (P_1), puisque le nombre d'observations qui constituaient alors le plan d'expérience n'était que de 12.

Désormais, nous pouvons nous consacrer à la phase d'analyse physique de notre problème, qui cherchera à étudier les liens entre certains paramètres d'optimisation, comme les teneurs isotopiques en plutonium 239 ou en plutonium 241, et les observables du cœur, de manière à pouvoir mettre en exergue des relations qui étaient inaccessibles lors de l'étude du problème (P_1), à cause du nombre de paramètres d'optimisation plus restreint et d'une quantité de performances physiques prédites moindre.

6.4 Etude du problème d'optimisation

Cette analyse physique du problème d'optimisation (P_2) se déroulera en trois temps. Tout d'abord, nous effectuerons une analyse physique dans l'espace des paramètres ($^{235}U ; Pu$). Cette partie sera la plus courte, compte-tenu de sa similitude avec la partie 5.2.4.1.

Puis, nous étudierons les performances en cœur du combustible MIX dans le plan des paramètres ($Q_{Pu} ; ^{241}Pu$). Enfin nous nous pencherons sur l'espace d'optimisation (F_{xy}, L_{cycle}), que nous explorerons notamment avant et après application des contraintes du problème.

L'analyse physique sera effectuée sur une grille de prédiction à 4 paramètres dont les bornes et le maillage sont définis dans le Tableau 6-4. Des $4,7 \cdot 10^6$ configurations théoriques possibles, nous ne retenons que celles respectant une fraction massique en plutonium supérieure à la fraction massique de plutonium 240. En procédant ainsi, ce sont 2,6 millions de configurations différentes qui verront leurs performances en cœur prédites par nos métamodèles.

Tableau 6-4 : Définition de la grille d'expérience de (P_2).

Variable d'optimisation	Minimum	Maximum	Pas	Nombre de points par axe
^{235}U	1	4	0,05	61
Pu	6	10	0,05	81
Q_{Pu}	36	58	0,5	45
^{241}Pu	2	12	0,5	21
Nombre de configurations $^{239}Pu > ^{240}Pu$				2,6 10^6

6.4.1 Dans l'espace des paramètres ($^{235}U ; Pu$)

Pour l'analyse des paramètres dans l'espace ($^{235}U ; Pu$), nous fixons arbitrairement les deux autres paramètres d'optimisation, Q_{Pu} et ^{241}Pu , à respectivement 49,5 % et 3,5 %, soit une configuration isotopique typique du multi-recyclage.

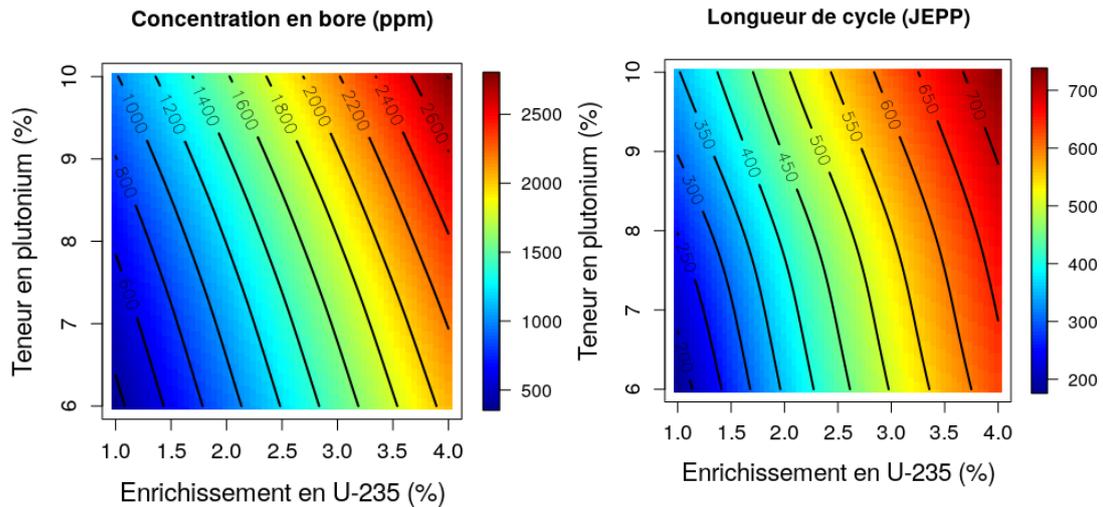


Figure 6-5 : Estimation de C_B (gauche) et de L_{Cycle} (droite) et de l'effet de vidange (bas) dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).

La bonne corrélation entre C_B et L_{Cycle} est liée à la réactivité initiale du combustible MIX, elle-même liée à son enrichissement. Plus un combustible est riche en matière fissile, plus il est réactif, et donc nécessite une concentration initiale en bore élevée. Nous retrouvons dans cette figure des tendances similaires à celles observées dans la Figure 5-5.

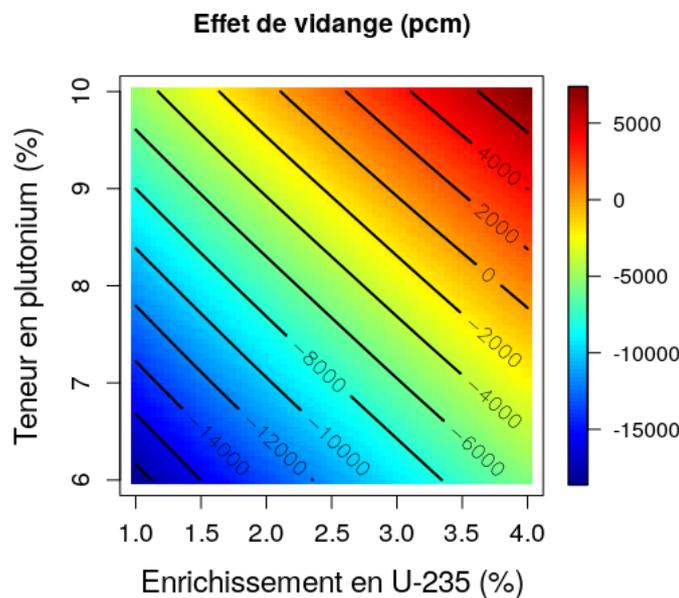


Figure 6-6 : Prédiction de l'effet de vidange dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).

Cette concentration en bore élevée, nécessaire pour assurer la criticité du réacteur, induit en cas de vidange un effet de vidange plus important, lui aussi corrélé à la réactivité du combustible (cf. Figure 3-7). La Figure 6-6 nous montre également que la teneur en plutonium joue un rôle important dans l'effet de vidange. Le long de l'isocourbe $C_B = 1800$ ppm, nous relevons une variation de la

réactivité de 9 000 pcm, pour une variation de la teneur en plutonium de 6 % à 10 %.

Qui plus est, nous observons, que pour certaines configurations de (^{235}U ; Pu), $\Delta\rho_{\text{vidange}}$ devient positif. Cela arrive notamment pour des configurations avec des enrichissements en ^{235}U et des teneurs en plutonium élevées.

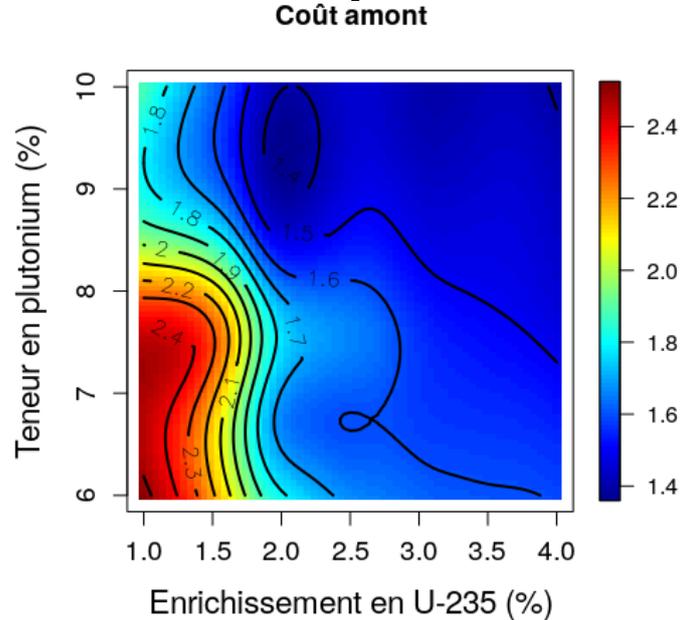


Figure 6-7 : Prédiction du coût amont dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).

La Figure 6-7 présente le coût amont CA , qui résulte d'une compétition entre la longueur de cycle et le coût inhérent à l'enrichissement du combustible en ^{235}U .

Nous constatons tout d'abord une région nettement marquée par des coûts élevés, pour des enrichissements en ^{235}U inférieurs à 2 % et des teneurs en plutonium inférieures à 8 %. Les faibles longueurs de cycle atteignables dans cette région (observables en Figure 5-5 et en Figure 6-5) avec des gestions combustibles jusqu'à 2,5 fois plus chères que leur contrepartie MOX 30 %.

Passées ces hautes valeurs de coût amont, s'en suit un vaste ensemble de configurations où le coût amont est compris entre 1,6 et 1,4, avec un minimum atteint pour des enrichissements en ^{235}U compris entre 2 % et 2,5% et des teneurs en plutonium allant de 9 % à 10 %. Ces configurations sont celles où les longueurs de cycle les plus longues peuvent être atteintes avec la qualité fissile de plutonium sélectionnée, avant que le coût d'enrichissement de l'uranium ne reprenne le dessus. Autrement dit, il s'agit du meilleur compromis qui puisse être trouvé économiquement pour notre combustible, à cette qualité fissile.

Nous pouvons observer dans cette figure la compétition inhérente dans le calcul du coût amont entre l'énergie produite, liée au taux d'irradiation moyen à la décharge et proportionnelle à la longueur de cycle, et l'enrichissement en ^{235}U du combustible, avec un coût amont du combustible pouvant varier du simple au double selon la nature du combustible considéré. L'allure des isocourbes de la prédiction du coût amont est imputable à l'erreur d'estimation du métamodèle utilisé.

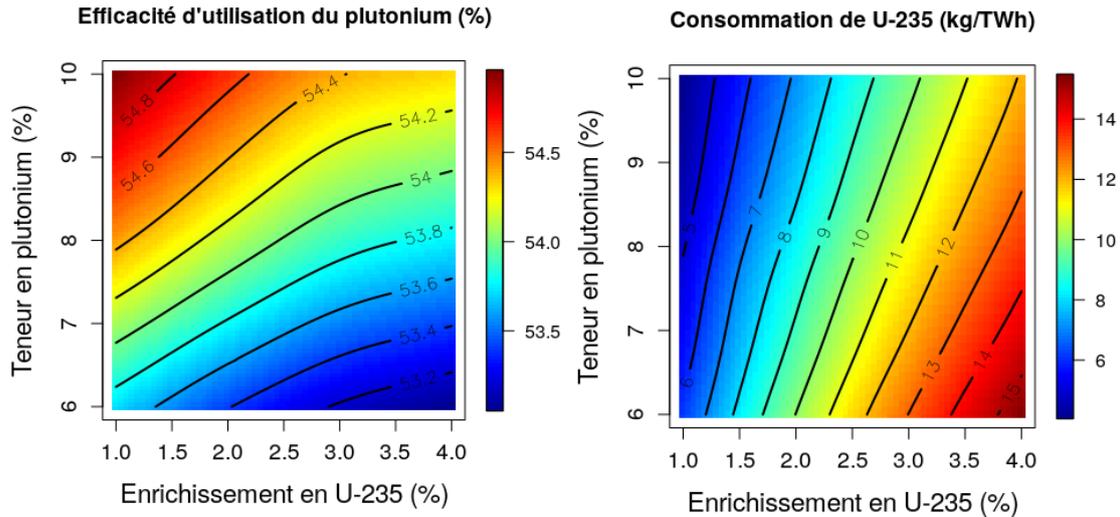


Figure 6-8 : Prédiction de η_{Pu} dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).

En ce qui concerne l'efficacité d'utilisation du plutonium η_{Pu} , nous constatons tout d'abord que, la variation de η_{Pu} est très faible. Ensuite, au second ordre, η_{Pu} augmente avec la teneur en plutonium. En relatif, plus de fissions sont réalisées par le plutonium lorsque ce dernier se trouve en grande quantité dans le combustible. Ce nombre augmente d'autant plus lorsque le principal contributeur fissile du combustible est du plutonium et non du ^{235}U .

À teneur en plutonium constante, nous constatons une baisse de η_{Pu} est à constater avec la hausse de l'enrichissement en ^{235}U . La consommation en ^{235}U augmente avec son enrichissement. Avec la hausse de l'enrichissement, la compétition entre les réactions ayant lieu sur l'uranium et celles sur le plutonium devient plus forte, ce qui diminue le nombre de fissions occurrentes sur ce dernier.

Finalement, l'échelle de variation de η_{Pu} n'est pas très grande, avec une amplitude maximale à peine supérieure à 1,6 %, ce qui suggère que les variations d'enrichissements du MIX n'ont que finalement peu d'impact sur l'utilisation du plutonium dans un réacteur à eau pressurisée.

6.4.2 Dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu)

Après une première analyse physique dans l'espace des paramètres (^{235}U , Pu), qui visait à compléter celle effectuée en partie 5.2.4.1, nous allons désormais nous attarder sur un nouvel espace des paramètres, l'espace (Q_{Pu} ; ^{241}Pu), afin d'étudier l'impact de la variation isotopique du combustible sur ses performances en cœur. Pour ce faire, nous avons arbitrairement figé l'enrichissement en ^{235}U à 2,25 % et la teneur en plutonium à 7,25 %.

Nous représentons, de la Figure 6-9 à la Figure 6-17, la prédiction de différentes performances dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

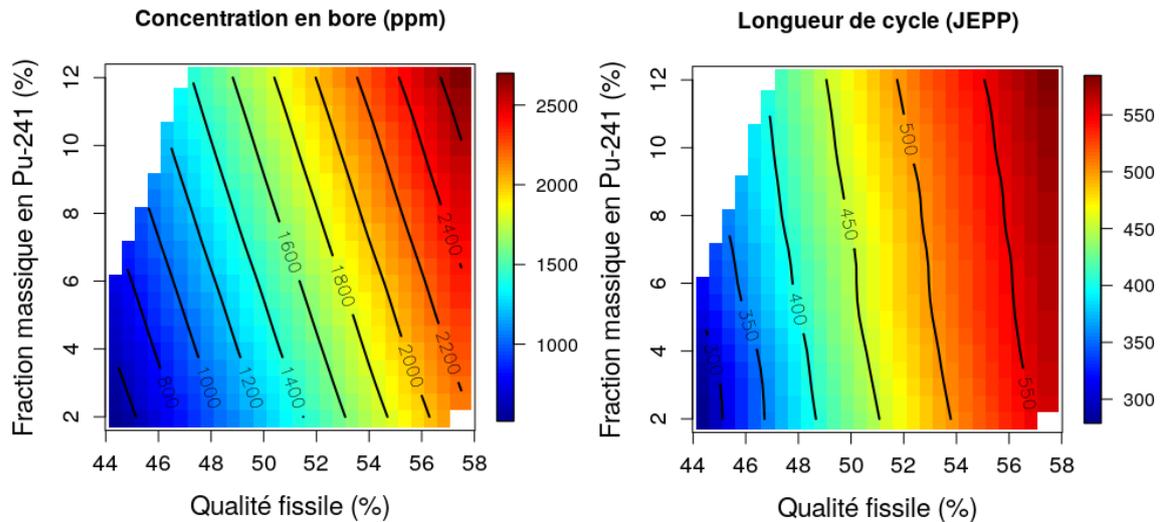


Figure 6-9 : Prédiction de C_B (gauche) et de L_{Cycle} (droite) dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

Tout d'abord, nous pouvons observer que la longueur de cycle, donc le taux d'irradiation du combustible au déchargement, est principalement corrélé à la quantité de matière fissile dans le combustible.

Plus la qualité fissile Q_{Pu} est élevée, plus la longueur de cycle atteignable sera grande. Dans une moindre mesure, la fraction massique en ^{241}Pu du combustible a un effet bénéfique sur L_{Cycle} (cf. Figure 2-4). Le rapport entre le nombre de neutrons produits par des fissions et le nombre de neutrons absorbés est plus en faveur du ^{241}Pu que du ^{239}Pu ; ainsi, à même qualité fissile, les combustibles ayant une fraction massique en ^{241}Pu auront une réactivité initiale un peu plus élevée et pourront atteindre des longueurs de cycle légèrement plus importantes.

Cet impact sur la réactivité initiale se retrouve dans l'étude de la concentration en bore C_B , qui est directement liée à la réactivité initiale du combustible. C'est pourquoi les configurations ayant une qualité fissile élevée ou une fraction massique en ^{241}Pu sont celles nécessitant le plus de bore en début de cycle.

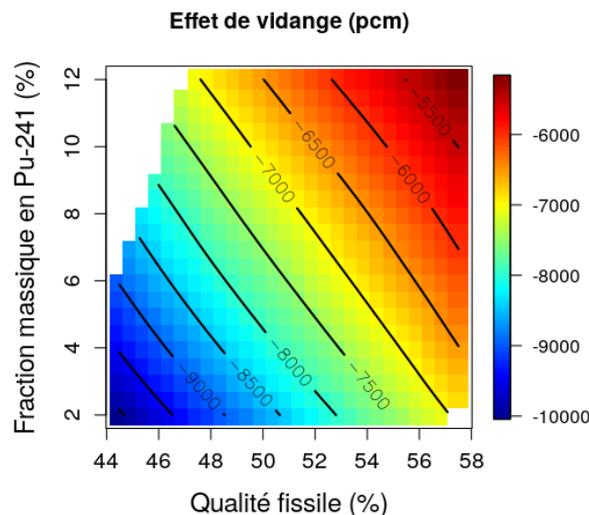


Figure 6-10 : Prédiction de l'effet de vidange $\Delta\rho_{Vidange}$ dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

Nous constatons que l'effet de vidange est ici une fois de plus corrélé à la concentration en bore, et dépend de manière similaire à la fois de la qualité fissile en plutonium et de la teneur en ^{241}Pu , toujours à cause des effets de réactivité. Il est intéressant de noter que l'impact sur la réactivité, en cas de vidange, de la composition isotopique, est bien inférieure à celle de l'enrichissement du combustible. Ici, nous avons une réactivité évoluant de $-10\,000$ pcm à presque $-5\,000$ pcm, tandis que la Figure 6-5 montrait une amplitude de variation de la réactivité de $-18\,000$ pcm à $6\,000$ pcm, soit une amplitude presque 5 fois plus importante, pour l'enrichissement du combustible illustrant ainsi une hiérarchie entre ces différents paramètres d'optimisation pour l'effet de vidange, où modifier l'enrichissement du combustible a plus d'impact que modifier sa composition isotopique.

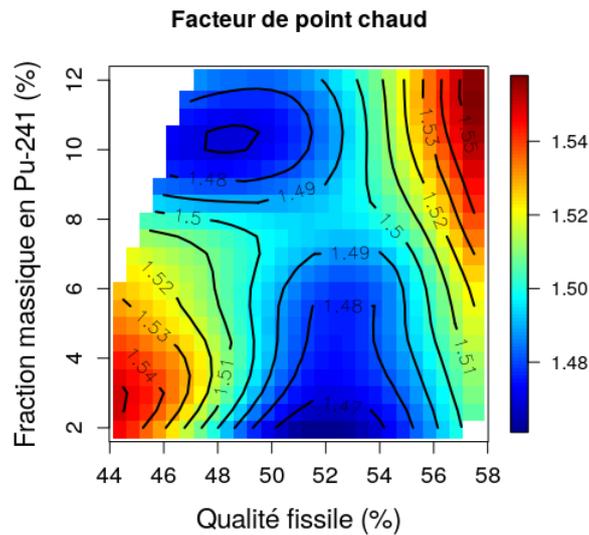


Figure 6-11 : Prédiction de F_{xy} dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

Puis, en ce qui concerne le facteur de point chaud radial F_{xy} , nous observons une bande de valeur inférieure à 1,50 se dessine en fonction de la composition isotopique du plutonium.

Il s'agit d'un résultat intéressant, surtout au regard des résultats obtenus lors de la résolution du problème d'optimisation (P_1), qui nous montre que la composition isotopique du plutonium a un impact important sur la distribution de puissance²⁹. La répartition des valeurs de F_{xy} en fonction de la qualité fissile et de la teneur en ^{241}Pu s'explique par la perte de réactivité du combustible au cours de son séjour en réacteur.

Nous avons vu, en partie 5.2.4.1, comment la nappe de puissance du cœur évoluait en fonction du combustible et de sa perte de réactivité au cours du temps

²⁹ À noter que dans la réalité, ou tout du moins dans les hypothèses qui sont faites sur le multirecyclage du plutonium, la composition isotopique de ce dernier est plus une contrainte qu'un levier d'optimisation. Cela sera explicité dans le chapitre 7 de ce manuscrit, mais la qualité isotopique du plutonium est une grandeur qui se dégrade au cours du temps et sur laquelle nous ne possédons que des moyens d'action limités. Il est toutefois possible d'imaginer des solutions qui permettent de s'affranchir ou à défaut de pallier les effets les plus négatifs de l'appauvrissement fissile du plutonium, comme le mélange de plutonium issu de combustible multirecyclé et de combustible UOX déchargé, où sa qualité fissile y est plus élevée. Ces hypothèses, toutefois, dépassent le cadre de ce document et méritent d'être explorées dans des études ultérieures.

(puisqu'un cœur de réacteur est composé d'assemblages combustibles neufs et d'autres déjà irradiés), et nous avons observé ici comment la composition isotopique du combustible, et plus particulièrement la teneur en ^{241}Pu , influait la réactivité du combustible.

Comme le plan de chargement du réacteur est optimisé pour un combustible avec une qualité fissile d'environ 50 %, il n'est pas surprenant de trouver que les meilleures configurations se trouvent pour des qualités fissiles proches, notamment avec une diminution du facteur de point chaud corrélée à la baisse de fraction massique en ^{241}Pu . De manière analogue, une seconde zone d'intérêt existe pour les combustibles avec une qualité fissile plus faible, entre 46 % et 50 %, mais avec une fraction massique très élevée en ^{241}Pu .

Dans les deux situations, il s'agit de configurations où la perte de réactivité entre les assemblages de premier, deuxième et troisième cycle, se révèle compatible avec le plan de chargement sélectionné pour cette étude.

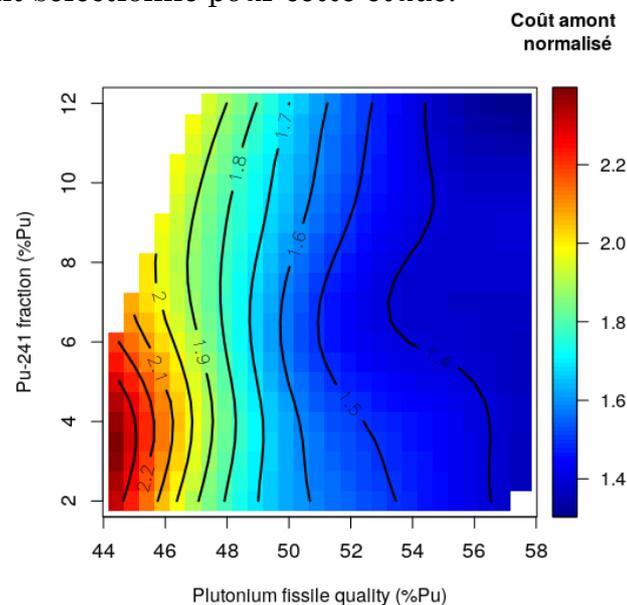


Figure 6-12 : Prédiction du coût amont dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

À propos du coût amont, nous observons une dépendance principalement envers la qualité fissile du combustible, le coût amont étant lié à la longueur de cycle du combustible, qui dépend majoritairement de la quantité de matière fissile présente dans le combustible. Nous retrouvons ici une répartition inverse aux prédictions de la longueur de cycle, le coût amont étant proportionnel à l'inverse du *burn-up* de décharge (et donc à la longueur de cycle, cf. 3.2.6).

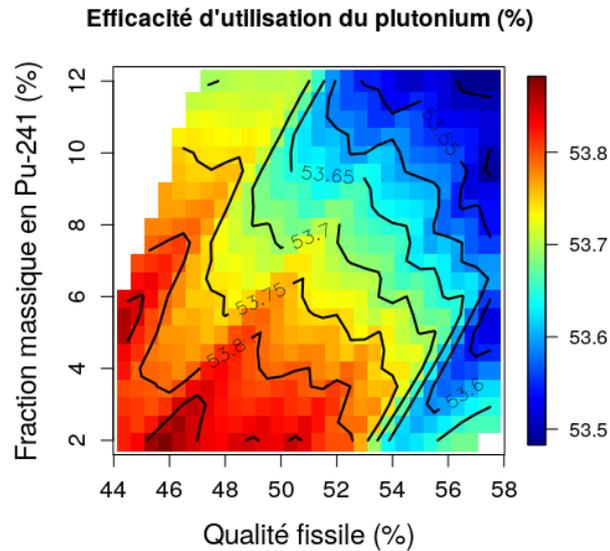


Figure 6-13 : Prédiction de η_{Pu} dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

L'efficacité d'utilisation du plutonium varie assez peu en fonction de la composition isotopique de ce dernier. On peut toutefois noter une légère diminution de η_{Pu} avec l'augmentation de la fraction massique en ^{241}Pu ou de la qualité fissile élevée. Sur des cycles plus long, la quantité de plutonium qui transmute augmente plus en relatif que la quantité de plutonium qui fissionne, ce qui fait diminuer l'efficacité d'utilisation du plutonium.

Il est également intéressant de constater que η_{Pu} a une amplitude de variation de 0,4 %, à comparer à celle de 1,6 % obtenu dans l'espace des paramètres précédent (voir Figure 6-8).

La composition isotopique du plutonium semble ainsi avoir peu d'impact sur son utilisation dans un réacteur chargé avec du combustible MIX, et n'apparaît donc pas comme un levier déterminant pour améliorer son efficacité d'utilisation du plutonium (i.e. favoriser les fissions au détriment de la production d'actinides mineurs).

Les productions d'américium et de curium, présentées dans les figures suivantes suivent des tendances opposées entre elles.

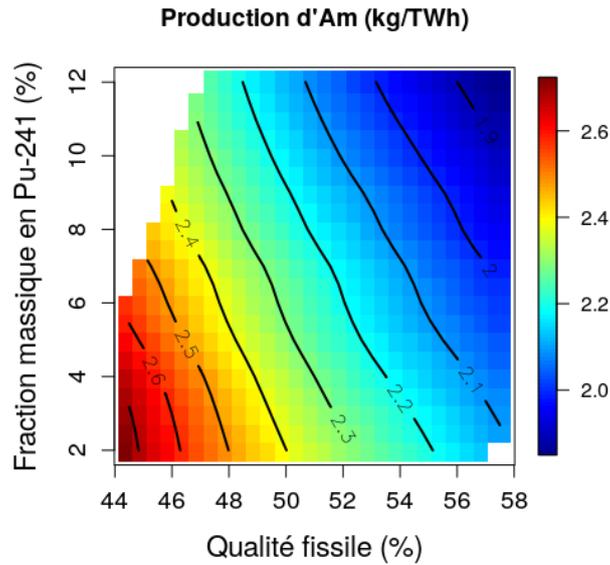


Figure 6-14 : Prédiction de P_{Am} dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

La production d'américium dépend de la quantité initiale de plutonium fissile dans le combustible.

La quantité de plutonium qui fissionne augmente avec la qualité fissile et la fraction massique de ^{241}Pu , ce qui diminue la production d'américium (par énergie produite). De plus, avec l'augmentation de la fraction massique en ^{241}Pu , augmente la fraction de ^{241}Am dans le combustible. Cette hausse de la concentration en américium dans le combustible résulte en une hausse de sa section efficace macroscopique d'absorption, ce qui diminue le bilan matière de l'américium et donc sa production.

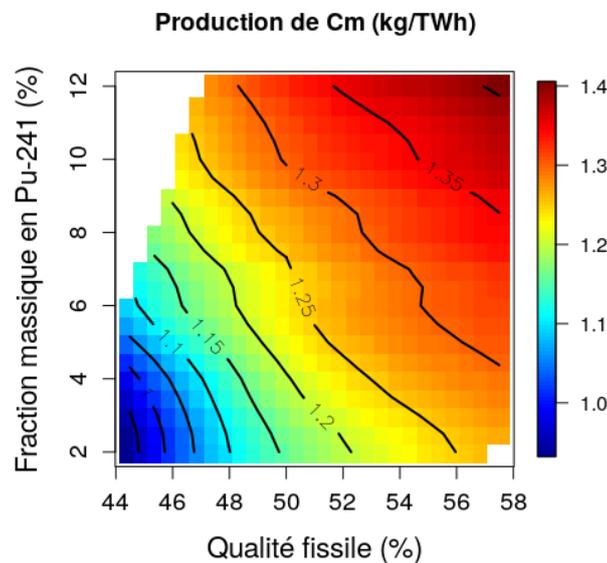


Figure 6-15 : Prédiction de P_{Cm} dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

En ce qui concerne la production de curium, nous pouvons relever l'importance de la teneur en ^{241}Pu , qui augmente la production de curium à partir des captures neutroniques successives, puisqu'isotope plus lourd que le ^{239}Pu . Le plutonium 241 « n'est » qu'à 3 nucléons du curium 244, isotope majoritaire du curium dans notre situation.

La présence de plutonium 241 accélère la vitesse de création du curium dans le combustible, par rapport à un combustible avec une fraction élevée en plutonium 239 et pauvre en plutonium 241. Le curium est donc sensible à la composition isotopique du combustible, qui va jouer sur la cinétique d'apparition du curium dans le combustible au cours de l'irradiation, mais également à la qualité fissile globale du combustible, puisque des campagnes d'irradiation plus longues permettent d'atteindre des *burn-up* plus élevés et d'accumuler plus de curium dans le combustible.

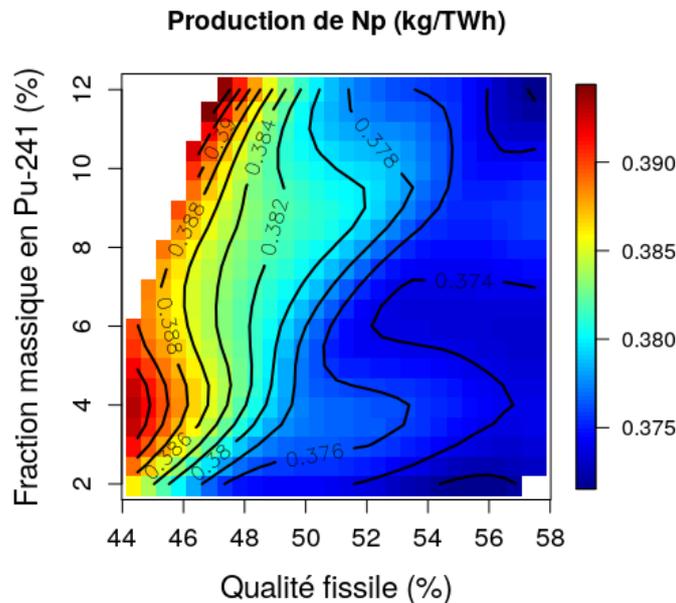


Figure 6-16 : Prédiction de P_{Np} dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

À propos du neptunium, nous constatons que l'isotopie du plutonium influe peu sa production. L'isotope majoritairement produit dans notre situation, ^{237}Np , provient en grande majorité de la désintégration β^- du ^{237}U , issu de captures neutroniques successives sur le ^{235}U . Cet isotope est également produit par désintégration α du ^{241}Am , dont la fraction massique dépend de celle du ^{241}Pu , mais cette chaîne de production reste minoritaire par rapport à la première.

En comparant l'échelle de la Figure 6-16 avec celle de la Figure 5-8, un facteur d'environ 13 est observable entre les deux échelles, en faveur de cette dernière, ce qui conforte l'impact minime de la composition isotopique du plutonium sur P_{Np} .

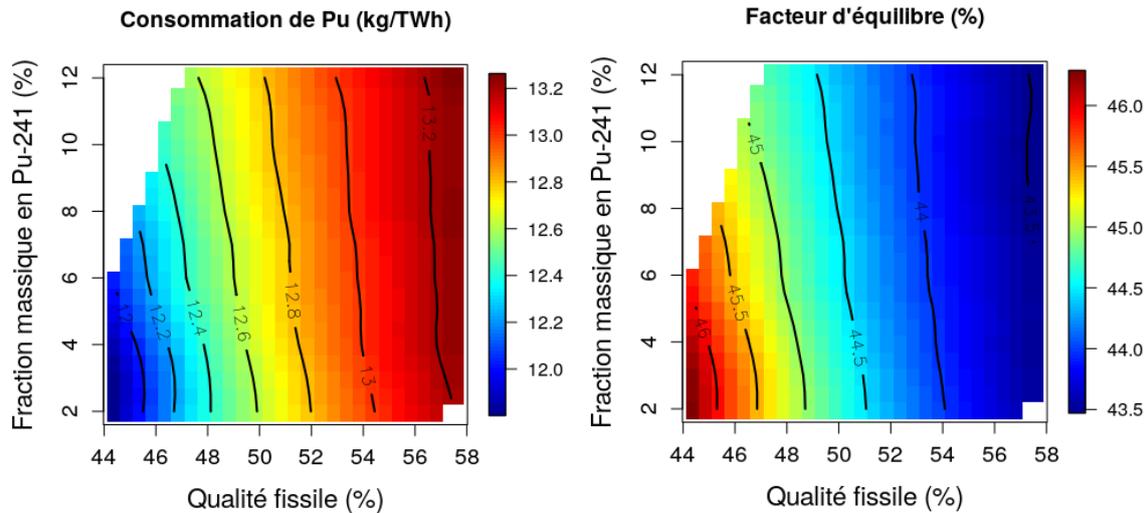


Figure 6-17 : Prédiction de C_{Pu} (gauche) et de f_{MIX} (droite) dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).

La consommation de plutonium se révèle corrélée à la qualité fissile du plutonium, ce qui n'est pas surprenant. Plus un combustible est riche en matière fissile, plus cette dernière va être prompte à fissionner lorsque qu'exposée à un flux neutronique.

Le facteur d'équilibre f_{MIX} , inversement proportionnel à C_{Pu} , suit les mêmes tendances.

Cependant, en comparant l'amplitude de variation obtenue ici avec celle de la Figure 5-9, il est observé une amplitude de variation d'environ 1,2 kg/TWh dans l'espace (Q_{Pu} ; ^{241}Pu) et de plus de 8 kg/TWh dans l'espace (^{235}U ; Pu). Pour le facteur d'équilibre f_{MIX} , la même comparaison nous donne respectivement une variation de 2,5 % (Q_{Pu} ; ^{241}Pu) ou de 16 % (^{235}U , Pu).

Cette comparaison illustre le rôle prépondérant du couple (^{235}U ; Pu) sur la consommation de plutonium, notamment lors des études de scénario, où l'un des objectifs principaux consiste à stabiliser l'inventaire en plutonium d'un parc électronucléaire, et où le principal levier pour y parvenir est la consommation de plutonium.

6.4.3 Dans l'espace d'optimisation (F_{xy} ; L_{Cycle})

Dans la définition du problème d'optimisation (P_2), nous avons fait le choix de chercher un optimum qui corresponde à la fois à des contraintes liées à la sûreté nucléaire, mais également économiques. Sans contraintes, l'espace des objectifs est constitué de plus de $2,6 \cdot 10^6$ solutions. Parmi ces dernières, un certain nombre s'avère de faible intérêt pour l'analyse physique et la résolution du problème (P_2).

C'est pourquoi nous effectuons une première sélection de configurations, ne retenant que des cœurs avec des longueurs de cycle supérieures à 300 JEPP et un facteur de point chaud F_{xy} inférieur à 1,55.

Il s'agit d'un zoom sur une zone définie *a priori* comme d'intérêt. Les contraintes du problème sont également appliquées à l'espace étudié, afin de garantir des marges à la vidange satisfaisantes, estimées ici à 2 000 pcm par rapport à la criticité ou sur la concentration en bore C_B , existant pour des raisons similaires.

Ces contraintes, qui sont résumées dans le Tableau 6-5, permettent de réduire l'espace étudié à 10^6 solutions.

Tableau 6-5 : Contraintes appliqués aux observables de l'espace étudié.

Observable	Contrainte
L_{cycle} (JEPP)	> 300
C_B (ppm)	< 2000
$\Delta\rho_{vidange}$ (pcm)	< -2000
F_{xy}	< 1.55

Les figures suivantes (Figure 6-18, Figure 6-19 et Figure 6-20) représentent la prédiction de plusieurs performances dans le sous-espace (F_{xy}, L_{cycle}) . Pour simplifier l'analyse de l'espace d'étude qui regroupe presque 1 million de solutions différentes, nous avons fait le choix de découper notre espace d'étude en carrés de dimension $0,001 \times 3,4$. Ce traitement permet de simplifier l'étude graphique sans dénaturer les résultats, la variation au sein d'un carré des observables étudiées étant très petite par rapport à leur variation dans l'espace d'études.

De fait, la grandeur observée n'est plus la valeur prédite par krigeage en chaque point, mais une moyenne des prédictions faites dans le carré ΔS . Le sous-espace (F_{xy}, L_{cycle}) est découpé en 100 carrés ΔS , qui contiennent chacun un certain nombre de solutions s_i . L'information visuelle affichée dans les figures ci-dessous est la moyenne des prédictions $\hat{z}(s_i)$ sur le carré ΔS auxquelles appartiennent les solutions s_i :

$$\overline{\hat{z}(\Delta S)} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \hat{z}(s_i) |_{s_i \in \Delta S}$$

Cette approche permet de garder une granulométrie de l'information prédite par nos métamodèles suffisamment fine tout en permettant une lecture claire des données. En sus de cela, nous faisons apparaître le front de Pareto correspondant aux solutions qui minimisent F_{xy} et maximisent L_{cycle} , par une ligne pointillée orange, tandis que le minimum ou le maximum de la prédiction moyenne de la performance étudiée sont représentés par un triangle doré orienté respectivement vers le bas ou vers le haut.

La première grandeur d'intérêt vis-à-vis du problème (P_2) est l'indicateur du coût amont du combustible CA , présenté dans la Figure 6-18 ci-dessous.

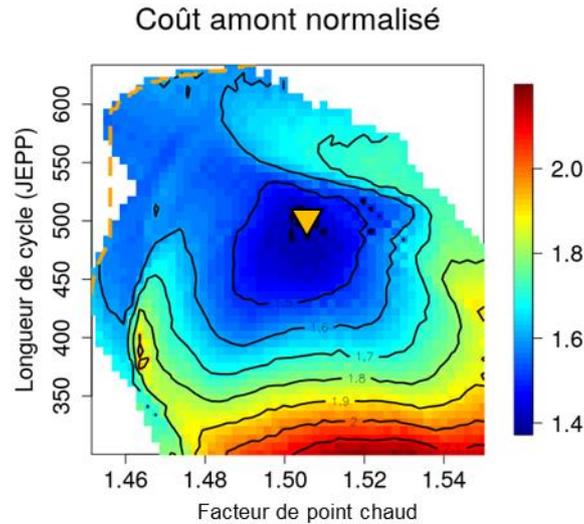


Figure 6-18 : Prédiction du coût amont (haut, gauche), de f_{MIX} et de η_{Pu} , dans le sous-espace (F_{xy}, L_{Cycle}) .

Le coût amont minimal atteignable dans cet espace est inférieur à 1,4, ce qui indique que dans tous les cas, pour le multi-recyclage du plutonium avec du combustible MIX, un surcoût est à prévoir.

Dans son environnement proche, l'indicateur de coût évolue de 1,4 à 1,5. Les longueurs de cycle varient entre 425 JEPP et 525 JEPP et des facteurs de point chaud entre 1,48 et 1,51. Compte-tenu du fait que le facteur de point chaud est une fonction de ^{235}U , (cf. Figure 5-6), nous retrouvons la compétition entre la longueur de cycle et l'enrichissement en ^{235}U dans le calcul du coût amont, où les configurations optimales, vis-à-vis du coût du combustible, ne sont pas forcément celles optimales vis-à-vis de la longueur de cycle ou du facteur de point chaud.

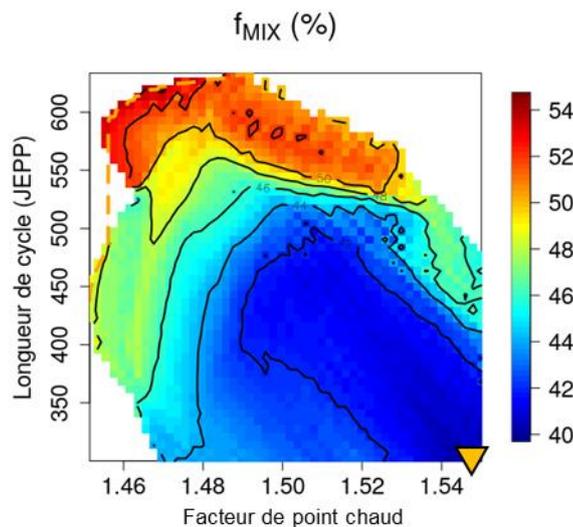


Figure 6-19 : Prédiction du facteur d'équilibre f_{MIX} dans le sous-espace (F_{xy}, L_{Cycle}) .

En ce qui concerne le facteur d'équilibre f_{MIX} , la Figure 6-19 montre que la minimisation de ce paramètre favorise les configurations ayant des facteurs de point chaud élevés et de faibles longueurs de cycles (atteignant la limite fixée par

les contraintes de 300 JEPP), pour des raisons détaillées dans les parties 5.2.4.1 et 6.4.1. Ce sont les configurations qui consomment le plus de plutonium, comme cela est explicité par la Figure 6-17. Ce sont celles fortement enrichies en plutonium, faiblement en ^{235}U et avec une qualité fissile élevée.

Toutefois, une très large zone avec des valeurs de f_{MIX} intéressantes, soit inférieures à 46,66 % (ce qui représente d'au maximum 14 EPR MIX, pour un total de 30 réacteurs), se distingue pour des configurations avec une longueur de cycle inférieure à 525 JEPP et un F_{xy} supérieur à 1,47. Cette région, recoupée avec celle observée dans la Figure 6-18, respecte les contraintes imposées à (P_2) et devraient regrouper des configurations optimums de notre problème ou, à défaut, proches des valeurs optimales.

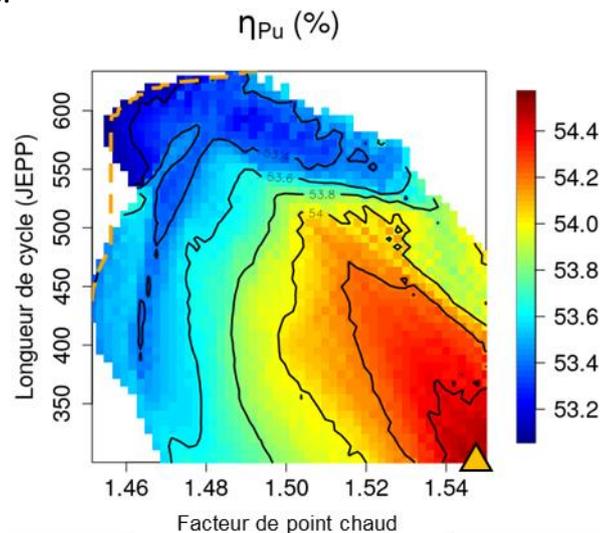


Figure 6-20 : Prédiction du facteur d'utilisation du plutonium η_{Pu} dans l'espace (F_{xy}, L_{cycle}) .

En ce qui concerne l'efficacité d'utilisation du plutonium η_{Pu} , donc les prédictions sont présentées dans la Figure 6-20, elle est anti-corrélée au facteur d'équilibre f_{MIX} . Ces deux indicateurs dépendent du bilan de matière du plutonium et sont liés à la consommation de plutonium C_{Pu} . Comme la Figure 5-6 et la Figure 5-9 le montrent, les configurations les plus consommatrices de plutonium sont celles avec un facteur de point chaud élevé. Ces configurations ont en commun d'avoir une teneur en plutonium élevée ($> 9\%$) et un faible enrichissement en ^{235}U ($< 2\%$). La construction du facteur d'équilibre f_{MIX} fait que les configurations les plus consommatrices de plutonium ont un facteur d'équilibre minimal. Inversement, les configurations les plus consommatrices de plutonium ont l'efficacité d'utilisation η_{Pu} la plus élevée, du fait de sections macroscopiques d'absorption élevées, pour les hautes teneurs, et d'un enrichissement en ^{235}U faible.

Nous constatons que l'amplitude de variation de η_{Pu} est assez faible, avec des valeurs oscillant entre 53,2 % à 54,4 %. Les configurations réalisables pour le MIX permettent donc d'avoir une bonne utilisation du plutonium (i.e. $\eta_{Pu} > 50\%$, donc la fission est le phénomène consommateur de plutonium majoritaire), mais que la nature du combustible considéré a un impact assez faible sur l'efficacité ($\Delta\eta_{Pu} = 1,2\%$).

Maintenant que nous avons présenté les prédictions de plusieurs indicateurs dans l'espace $(F_{xy}; L_{cycle})$, nous allons étudier les prédictions des différentes variables d'optimisation dans ce même espace.

L'analyse des Figure 6-18 à Figure 6-20 a montré que les solutions optimales du problème vont se concentrer dans une zone où CA et f_{MIX} sont minimisés.

La Figure 6-21 illustre la variation des variables d'optimisation dans l'espace (F_{xy}, L_{cycle}) . Nous ajoutons ici aux contraintes du Tableau 6-5 celle sur le facteur d'équilibre ($f_{MIX} < 46,66\%$). L'ajout de cette nouvelle contrainte réduit le nombre des solutions faisables à 750 000 (soit 29 % des $2,6 \cdot 10^6$ solutions réalisables sans contraintes).

L'ajout de cette contrainte supplémentaire modifie la répartition des solutions dans l'espace (F_{xy}, L_{cycle}) . L'application des contraintes du problème (P_2) à l'ensemble de solutions étudié a pour effet de concentrer ces dernières dans une zone réduite, supprimant les solutions avec $L_{cycle} > 600 \text{ JEPP}$. Pour intégrer cette réduction du nombre de solutions faisables et obtenir un découpage de l'espace plus fin, (F_{xy}, L_{cycle}) , nous condensons l'observable affichée sur un rectangle de dimension 0,001 x 3,1.

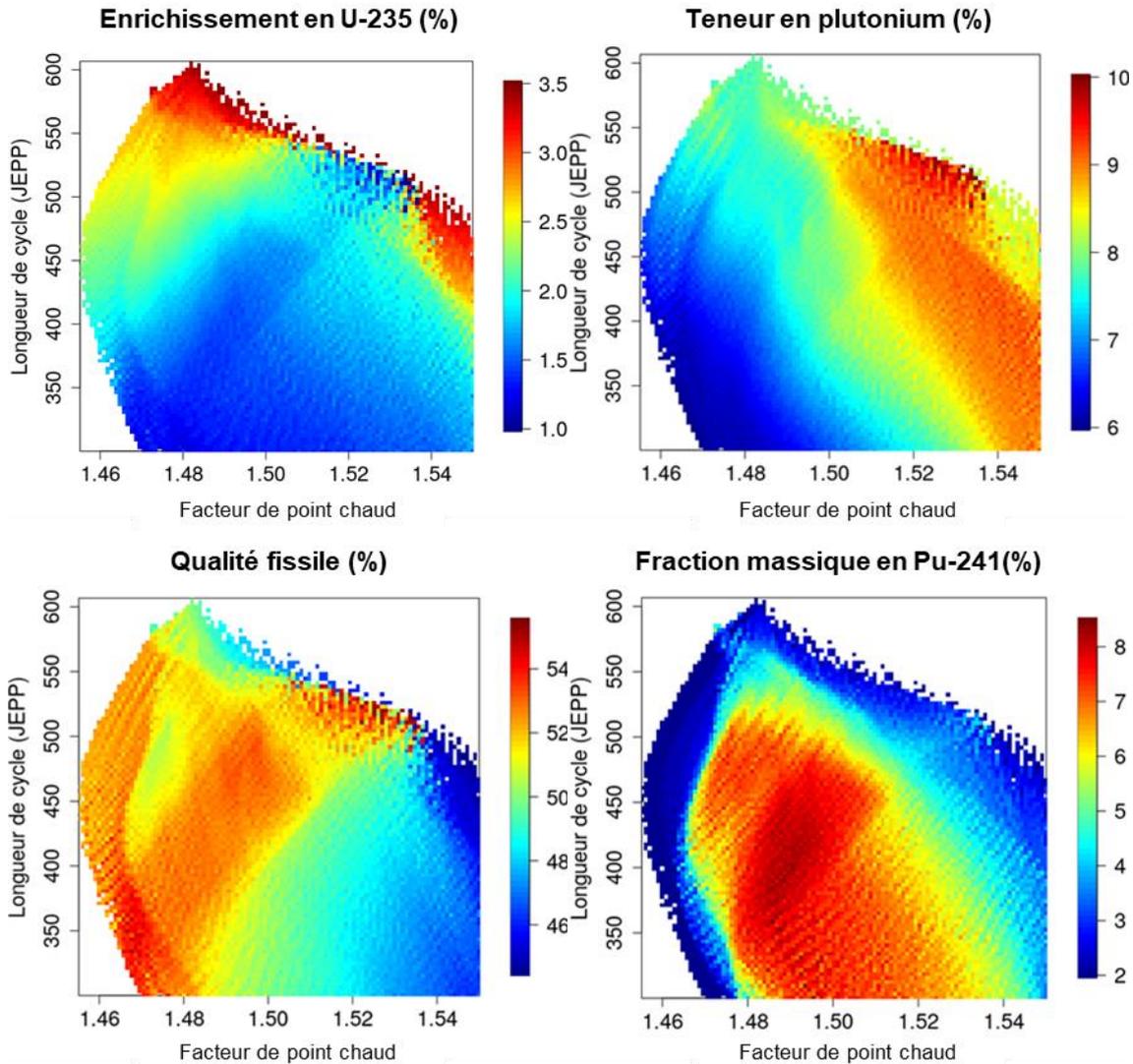


Figure 6-21 : Prédiction des paramètres d'optimisation dans le sous-espace (F_{xy}, L_{cycle}) .

Nous pouvons relever plusieurs choses à partir de l'étude de l'amplitude de variation des variables d'optimisation dans l'espace (F_{xy}, L_{cycle}) .

Tout d'abord, la surface de compromis du problème d'optimisation (P_2) montre que les configurations avec $^{235}\text{U} < 2\%$ correspondent à une région où $L_{cycle} < 450$ JEPP, à l'exception de la zone où $\text{Pu} > 9\%$. Cette région correspond toutefois à des configurations avec des facteurs de point chaud élevés ($F_{xy} > 1,51$).

Dans la région limitée par $L_{cycle} > 450$ JEPP et $F_{xy} < 1,50$ (quart haut-gauche des figures), il est possible de trouver des solutions avec des qualités fissiles importantes ($Q_{Pu} > 50\%$) et des compositions isotopiques diverses ($2\% < ^{241}\text{Pu} < 8\%$, donc $42\% < ^{239}\text{Pu} < 48\%$).

De même, une amplitude de variation importante sur l'enrichissement en ^{235}U ou en plutonium peut être obtenue. Cette diversité de compositions isotopiques du plutonium laisse entrevoir la possibilité d'obtenir des solutions appartenant à la surface de compromis qui couvriraient les isotopies du plutonium attendues dans

le cadre de son multi-recyclage en REP (à ce titre, des évolutions isotopiques au cours du temps sont disponibles dans [87] ou à la Figure 7-8 de ce manuscrit).

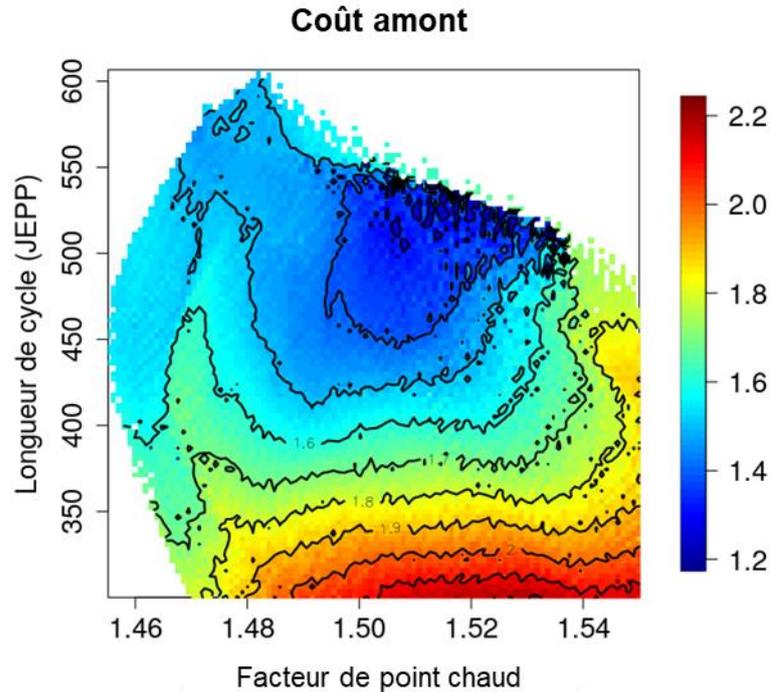


Figure 6-22 : Evolution du coût amont dans l'espace (F_{xy} , L_{cycle}).

Nous constatons tout d'abord sur la Figure 6-22 que l'amplitude de variation du coût amont, compte-tenu d'une condensation différente, a évolué. Désormais, l'amplitude de variation de CA est de 1,2 à 2,2 (sur la Figure 6-18, $1,4 \leq CA \leq 2,1$).

La zone optimale relevée pendant l'étude de la Figure 6-18 est toujours présente et la condensation plus fine des prédictions du coût amont mettent en avant des valeurs atteignables plus faibles encore (nous rappelons ici qu'il s'agit d'un traitement graphique de l'observable affichée).

Une zone d'intérêt (où $CA < 1,40$) émerge pour $L_{cycle} \geq 450$ JEPP et $1,49 < F_{xy} < 1,53$. Cette région correspond à des combustibles où $^{235}U > 2\%$ et $Pu > 8,5\%$. La qualité fissile Q_{Pu} y est élevée ($Q_{Pu} > 53\%$) et la fraction massique de $^{241}Pu < 6\%$ plutôt basse.

Ce que la Figure 6-22 enseigne, c'est qu'à longueur de cycle constante, il est difficile de minimiser à la fois le coût amont du combustible et le facteur de point chaud (pour des configurations où $F_{xy} < 1,51$).

Si dans cet espace, il est possible de sélectionner librement des configurations du combustible MIX qui présentent des compromis satisfaisants entre L_{cycle} , F_{xy} et CA , cela n'est pas le cas dans la réalité.

La composition isotopique du plutonium n'est en réalité pas un levier d'optimisation mais plutôt une externalité liée au multi-recyclage du plutonium. En prenant en compte l'inéluctable dégradation de la qualité fissile du plutonium, à longueur de cycle constante, le coût amont du combustible ne peut qu'augmenter, illustrant la nécessité de favoriser les meilleures configurations possibles, du point de vue économique, qui ne sacrifient pas aux exigences de sûreté, pour chacune des isotopies possibles du combustible MIX.

6.5 Recherche des configurations optimales du combustible MIX

La Figure 6-23 illustre la surface de compromis du problème (P_2), qui regroupent l'ensemble des solutions dominantes de ce problème. Elle montre comment cette surface se positionne par rapport à l'ensemble des solutions contraintes dans le plan d'optimisation (F_{xy} , L_{cycle}) dans le plan (L_{cycle} , CA) et dans le plan (CA , F_{xy})

Contrairement aux représentations précédentes, ici chaque point représente une unique solution et non plus une moyenne calculée sur un rectangle d'aire donnée. D'un ensemble de plus 750 000 configurations différentes, la surface de compromis n'en conserve finalement qu'environ 500.

La Figure 6-23 représente la surface de compromis du problème d'optimisation (P_2), c'est-à-dire l'ensemble des solutions pour lesquelles l'amélioration d'un des trois objectifs de l'optimisation, pour rappel maximiser L_{cycle} et minimiser F_{xy} et le coût amont, ne peut se faire sans dégrader l'un des deux autres.

Le long de la surface de Pareto, les valeurs optimales de la longueur de cycle et du facteur de point chaud se réduisent dans la direction des objectifs du problème ($L_{cycle} > 450$ JEPP et $F_{xy} < 1,51$).

Les solutions qui composent la surface de Pareto sont capables d'atteindre des longueurs de cycles suffisantes, supérieures à 440 JEPP (environ 15,9 GWj/t), ce qui renvoie la maximisation de ce critère au second plan. Pour la suite de cette étude, les solutions seront étudiées dans l'espace des objectifs (CA , F_{xy}).

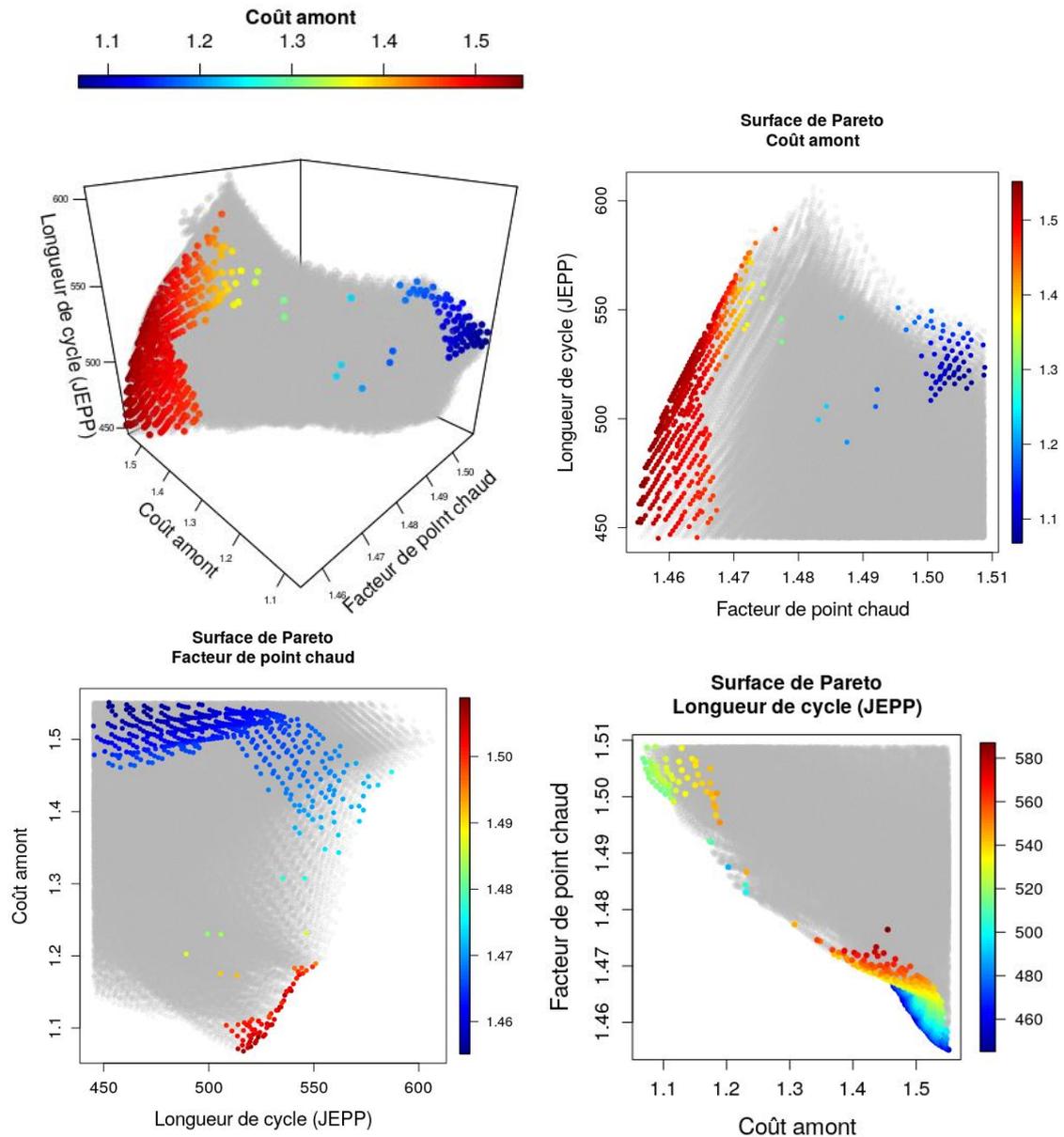


Figure 6-23 : Prédiction de l'ensemble des solutions contraintes du problème (P_2) (gris) et des solutions formant la surface de Pareto du problème (P_2) (couleur), dans l'espace d'optimisation (F_{xy} ; L_{Cycle} ; coût amont) (haut, gauche) et les plans d'optimisation (F_{xy} ; L_{Cycle}) (haut, droite), (L_{Cycle} ; coût amont) (bas, gauche) et (coût amont ; F_{xy}) (bas, droite).

La Figure 6-24 et la Figure 6-25 permettent d'apprécier comment les variables d'optimisation se répartissent au sein de la surface de Pareto.

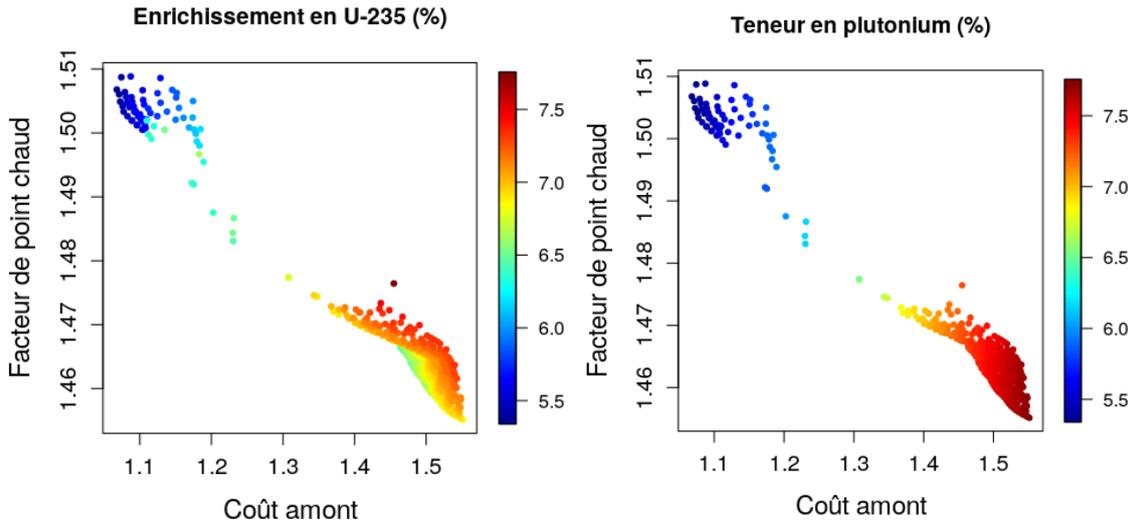


Figure 6-24 : Répartition de ^{235}U (gauche) et de Pu (droite) sur la surface de Pareto, dans l'espace des objectifs (CA, F_{xy}).

Dans la Figure 6-24 se retrouvent des situations déjà observées dans la Figure 6-21, confortant *a posteriori* l'utilisation de la prédiction moyenne pour l'analyse physique qualitative d'un espace des objectifs ou des performances (malgré le biais sur la représentation des valeurs affichées). Un enrichissement en ^{235}U élevé diminue le facteur de point chaud mais augmente le coût amont du combustible ; un enrichissement en plutonium élevé va approximativement avoir l'impact inverse.

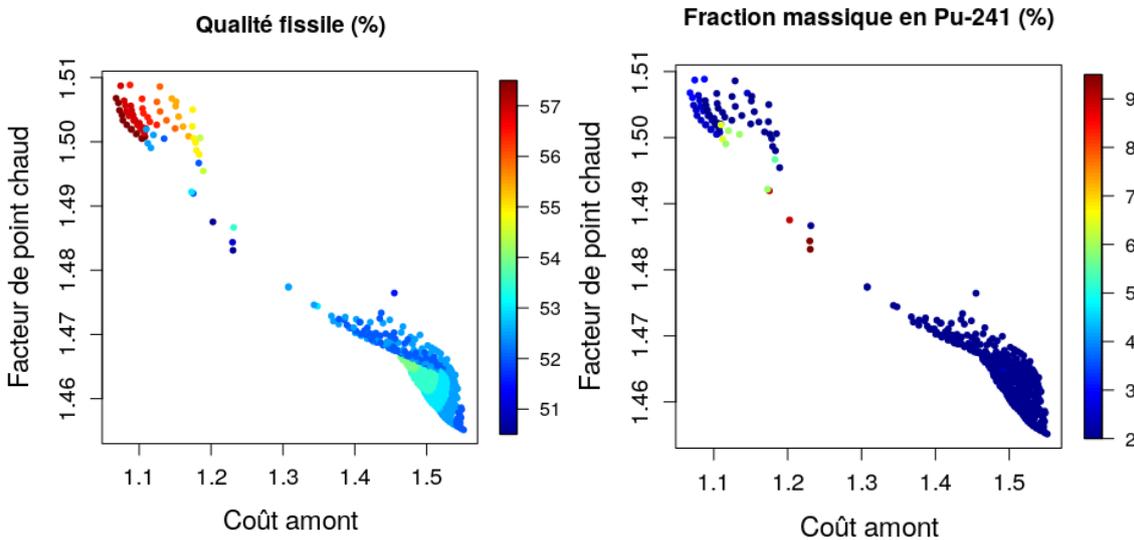


Figure 6-25 : Répartition de Q_{Pu} (gauche) et ^{241}Pu (droite) sur la surface de Pareto, dans l'espace des objectifs (CA, F_{xy}).

La Figure 6-25 montre comment la qualité fissile et la fraction massique de ^{241}Pu se répartissent dans cet espace.

Dans un contexte d'utilisation du MIX en multi-recyclage du plutonium, la qualité fissile du plutonium se dégrade continuellement au cours du temps. En se référant à des scénarios présents dans la littérature [87] (ou celui qui sera présenté en partie 7.4), il est constaté que la qualité fissile du plutonium diminue au cours

du multi-recyclage du plutonium ($50 \% \leq Q_{Pu} \leq 55 \%$) et que la fraction massique en ^{241}Pu augmente ($3 \% \leq ^{241}\text{Pu} \leq 10 \%$).

Les configurations avec de hautes qualités fissiles ($Q_{Pu} \geq 54 \%$) ont majoritairement un $F_{xy} > 1,50$.

La répartition en ^{241}Pu est quant à elle assez uniforme, la quasi-totalité des solutions de la surface de Pareto ayant une fraction massique $2\% < ^{241}\text{Pu} < 3\%$, même si des solutions où $^{241}\text{Pu} > 5 \%$ existent le long de la surface, pour des qualités fissiles $Q_{Pu} < 53 \%$.

Ces deux types de configurations forment un ensemble de solutions d'intérêt pour la recherche d'optimums, puisqu'elles couvrent de manière représentative l'évolution du combustible MIX pendant son multi-recyclage.

Leur présence montre qu'il est possible d'atteindre des configurations économiques intéressantes qui ne portent pas préjudice à la sûreté des réacteurs, et conforte la pertinence de l'utilisation du combustible MIX et des gestions associées pour le multi-recyclage du plutonium.

6.5.1 Choix de deux solutions optimales : début et fin du multi-recyclage du plutonium

Nous souhaitons désormais isoler deux solutions optimales sur la surface de Pareto, qui soient représentatives de l'évolution du combustible MIX pendant son multi-recyclage.

Nous sélectionnons tout d'abord deux vecteurs isotopiques du plutonium, que nous appellerons « vecteurs cibles », issus de la littérature scientifique, et dont l'évolution est présentée dans la Figure 7-8. Les caractéristiques de ces deux vecteurs sont présentées dans le Tableau 6-6 ci-dessous.

Tableau 6-6 : Caractéristiques des deux vecteurs objectifs.

Année	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am	Q_{Pu}
2055	3,00 %	48,50 %	31,40 %	5,90 %	10,50 %	0,70 %	54,40 %
2085	3,90 %	40,16 %	31,37 %	9,59 %	13,59 %	1,40 %	49,75 %

Nous identifions trois critères d'intérêt sur ces deux vecteurs cibles : la qualité fissile du plutonium, la fraction massique en ^{241}Pu et la fraction massique en ^{240}Pu . Nous obtenons ainsi deux vecteurs objectifs, un pour 2055 et un pour 2085, contenant les trois critères d'intérêt qui serviront de cibles d'optimisation. Ces deux années sont représentatives d'un processus de multi-recyclage du plutonium amorcé, c'est-à-dire une utilisation de MIX demandant un support en UNE ($^{235}\text{U} > 0,7\%$).

Nous attribuons à chacun de ces paramètres un poids, égal à 0 ou 1, et nous recherchons les configurations de la surface de Pareto pour lesquelles le produit scalaire $\vec{P} \cdot \vec{O}$ est le plus petit. Ici \vec{P} représente une configuration de la surface de Pareto et \vec{O} le vecteur objectif pondéré.

Les différentes configurations minimisant le produit scalaire $\vec{P} \cdot \vec{O}$ pour l'année 2050 sont présentées dans le ci-dessous.

Tableau 6-7 : Configurations de la surface de Pareto minimisant le produit scalaire $\vec{P} \cdot \vec{O}$, pour le vecteur objectif 2055 et trois pondérations différentes.

Vecteur objectif	$(Q_{Pu}; \mathbf{0}; \mathbf{0})$		$(Q_{Pu}; {}^{241}Pu; \mathbf{0})$	$(Q_{Pu}; {}^{241}Pu; {}^{240}Pu)$			
${}^{235}U$ (%)	1,80	1,90	1,95	1,90	1,95	1,95	2,05
Pu (%)	9,35	9,10	8,45	9,15	8,45	9,00	9,10
${}^{239}Pu$ (%)	52,5	52,5	47,0	46,5	47,0	46,5	46,0
${}^{240}Pu$ (%)	28,8	28,8	29,9	30,4	29,9	30,4	30,9
${}^{241}Pu$ (%)	2,00	2,00	6,00	6,00	6,00	6,00	6,00
Q_{Pu}	54,5	54,5	53,0	52,5	53,0	52,5	52,0
P_{AM} (kg/TWh)	4,21	4,17	4,07	4,20	4,07	4,17	4,19
L_{Cycle} (JEPP)	549	551	513	530	513	529	535
L_{Cycle} (MWj/t)	19 540	20040	18 260	18 870	18 260	18 830	19 050
C_B (ppm)	1 996	1 993	1 920	1 999	1 920	1 989	1 998
f_{MIX} (%)	38,45	39,08	40,45	39,10	40,45	39,48	39,60
$\Delta\rho_{Vidange}$ (pcm)	-2 456	-2880	-4330	-2 326	-4330	-2 631	-2 022
F_{xy}	1,50	1,50	1,49	1,50	1,49	1,50	1,50
CA	1,18	1,19	1,17	1,12	1,17	1,12	1,13

Nous relevons une redondance dans les solutions minimisant le produit scalaire $\vec{P} \cdot \vec{O}$ en fonction du vecteur objectif demandé. Cette configuration, surlignée en bleu, se révèle être la plus proche du vecteur objectif 2055 pour deux des trois pondérations étudiées. Cette redondance fait que nous retenons cette solution comme optimale pour le vecteur objectif 2055.

Nous procédons de la même manière pour le vecteur objectif 2085. La configuration retenue est cette fois-ci la meilleure pour les trois pondérations étudiées. Ces caractéristiques sont présentées dans le Tableau 6-8 ci-dessous.

Tableau 6-8 : Caractéristiques des deux solutions optimales du problème (P_2).

Solution	2055	2085
${}^{235}U$ (%)	1,95	2,00
Pu (%)	8,45	8,90
${}^{239}Pu$ (%)	47,0	41,0
${}^{240}Pu$ (%)	29,9	32,0
${}^{241}Pu$ (%)	6,00	9,50
Q_{Pu} (%)	53,0	50,5
P_{AM} (kg/TWh)	4,07	4,17
L_{Cycle} (JEPP)	513	499
L_{Cycle} (MWj/t)	18 260	17 760
C_B (ppm)	1 920	1 934
f_{MIX} (%)	40,45	39,94
$\Delta\rho_{Vidange}$ (pcm)	-4330	-2598
F_{xy}	1,49	1,48
CA	1,17	1,23

Une meilleure qualité fissile permet à la solution 2055 d'atteindre des longueurs de cycle plus longues pour un enrichissement en ^{235}U plus faible, ce qui lui permet d'avoir un coût amont plus faible que son homologue de fin de multi-recyclage. Également, la meilleure qualité fissile du combustible et la plus faible fraction massique en ^{241}Pu permet d'avoir une production d'actinides mineurs P_{AM} légèrement plus faible en début qu'en fin de multi-recyclage.

L'augmentation de la teneur en plutonium pour la solution 2085 résulte en une augmentation de l'effet de vidange d'environ 1 700 pcm. La moins bonne qualité du plutonium utilisé, couplé à un enrichissement en ^{235}U légèrement plus élevé, font que la solution 2085 est un peu plus chère que la solution 2055.

Nous observons également que la solution 2085 a un facteur de point chaud moins élevé (1,48 contre 1,49). Ceci est encourageant du point de vue de la sûreté nucléaire et renforce l'intérêt d'utiliser des cœurs entièrement composés d'assemblages combustibles MIX³⁰.

Conclusion du chapitre

Ce chapitre a porté sur l'analyse de la viabilité d'un combustible dédié au multi-recyclage du plutonium en réacteur à eau pressurisée : le combustible MIX. Il a été observé que des optimums pouvaient être obtenus en début et en fin du processus de multi-recyclage, pour des isotopies du plutonium différentes. Ses variations d'isotopie impactent les performances économiques du combustible, mais des configurations performantes, que ce soit pour le facteur de point chaud ($F_{xy} < 1,50$) ou les marges en réactivités ($\Delta\rho_{vidange} < -2\ 000$ pcm), ont été atteintes.

Cette évaluation a, dans un premier temps, portait sur l'analyse physique de plus de 2,5 millions de configurations différentes, évaluées grâce à l'utilisation de métamodèles obtenus par krigeage. Cette analyse physique a permis d'apporter différents éclairages sur l'impact de la qualité fissile du plutonium et de la fraction massique en ^{241}Pu sur les performances d'une gestion combustible MIX.

En ce qui concerne l'évolution de la réactivité en cas de vidange, il a été montré dans les parties 6.4.1 et 6.4.2 que l'enrichissement en ^{235}U et la teneur en plutonium étaient les variables d'optimisation les plus significatives importants, la qualité fissile du plutonium et la fraction massique en ^{241}Pu n'intervenant qu'au second plan.

De l'étude du coût amont et du facteur d'utilisation peut être tirée comme conclusion qu'une gestion combustible MIX 100 % induira un surcoût par rapport à une gestion MOX 30 %, mais qui peut être maîtrisé, les configurations optimales proposant un surcoût inférieur à 20 %.

Enfin, cette étude a montré que le multi-recyclage du plutonium avec du combustible MIX était une stratégie pérenne. Cette stratégie peut s'intégrer dans

³⁰ D'autres optimisations qui sortent du cadre de ce travail, comme celles portant sur le zonage des crayons combustibles au sein de l'assemblage ou le plan de chargement et le fractionnement du cœur, pourraient être déployées pour améliorer les résultats obtenus en début de multi-recyclage.

l'exploitation futur d'un parc électronucléaire. Deux configurations optimales, qui reflètent la situation du vecteur isotopique du plutonium en début et en fin de multi-recyclage, montrent qu'il est possible d'atteindre les meilleures configurations d'une gestion combustible MIX 100 %. Ce résultat suggère que, tout au long du processus de multi-recyclage du plutonium, il sera possible de charger les réacteurs avec des gestions combustibles performantes.

Cette étude montre toutefois des limites. Elle part du postulat que les ressources disponibles sont illimitées et qu'à tout moment du multi-recyclage, il sera possible de fabriquer du combustible MIX avec tel enrichissement en ^{235}U et telle teneur en plutonium, sans prendre en compte les capacités des usines de retraitement du cycle du combustible. Ces capacités sont pourtant limitées et peuvent contraindre les teneurs en plutonium atteignables par le combustible MIX à un instant donné du scénario.

De même, elle ne contraint par les longueurs de cycle atteignables par les réacteurs, ce qui laisse davantage de liberté dans les choix des configurations combustibles. Dans la réalité, cette dernière est fixée, notamment pour des questions d'approvisionnement en combustible (les usines de traitement ne peuvent produire par an qu'une quantité limitée d'oxydes de plutonium) et d'exploitation des réacteurs (rechargement du cœur et respect de certaines contraintes d'exploitation, comme la concentration en bore initiale).

Enfin, elle ne prend pas en compte la totalité du vecteur isotopique du plutonium. Si les fractions massiques de ^{240}Pu et de ^{242}Pu ne varient pas du simple au double pendant le multi-recyclage du plutonium, et sont fixées dans notre étude, elles impactent tout de mêmes les performances en cœur du combustible et, étant des isotopes absorbants, l'impact de leur accumulation au cours du multi-recyclage pourrait être quantifié.

Tous ces éléments ouvrent la voie à une intégration de la méthode d'évaluation et d'optimisation des gestions combustibles dans les études de scénarios. Ces études de scénarios permettent de rendre compte de l'évolution isotopique du plutonium et d'intégrer d'autres externalités, comme le retraitement du combustible ou le besoin de travailler à des longueurs de cycle constantes, qui ne sont pas prises en compte dans les études de cœurs, et ce même si certains éléments, comme les restrictions sur l'isotopie ($^{239}\text{Pu} > ^{240}\text{Pu}$) ont été implémentées ici. Le chapitre 7 propose un chainage entre les études de cœur et les études de scénarios, à partir de l'utilisation de métamodèles de cœurs de réacteur.

7 Vers une nouvelle approche du multi-recyclage : une proposition de chaînage entre études de scénario et de cœur

Sommaire

7.1	Introduction sur les études de scénarios	166
7.2	Le code de scénario Tirelire-Stratégie	167
7.2.1	Présentation générale	168
7.2.2	Modules physiques utilisés	170
7.3	Proposition d'une nouvelle méthode de chaînage « cœur-scénario »	172
7.4	Le scénario de référence MIX	174
7.4.1	Etude du scénario	175
7.5	Application au scénario de référence MIX	179
7.5.1	Création des métamodèles	179
7.5.2	Etudes des performances des cœurs	183
7.6	Etude de l'optimalité du scénario de référence	188
7.6.1	Construction de la surface de compromis	188
7.6.2	Comparaison du scénario au front de Pareto	189
7.6.3	Exploration des configurations environnantes	192
7.7	Optimisation du scénario de référence	195
7.7.1	Optimisation de la période A : Réduction du facteur de point chaud	195
7.7.2	Optimisation de la période B : Diminution du coût amont	202
7.8	Analyse du scénario optimisé n°2	208
7.8.1	Déroulement du scénario optimisé n°2	208
7.8.2	Analyse du cycle du combustible	211
	Conclusion du chapitre	216

Le chapitre 6 a proposé une évaluation du combustible MIX en fonction de sa qualité fissile et a montré qu'il était possible d'obtenir des configurations optimales pour des vecteurs isotopiques assimilables à du plutonium de qualité fissile élevée et de qualité fissile plus mauvaise. Ces qualités fissiles sont assimilables à la composition isotopique du plutonium en début et en fin de multi-recyclage.

Si cette étude a permis de conforter le choix de gestions combustibles MIX pour le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée, elle restait à l'échelle du cœur de réacteur en incluant quelques contraintes du cycle dérivés

de scénarios existants via l'évolution de la qualité fissile ou de la fraction en ^{241}Pu . Qui plus est, elle conservait des libertés sur la longueur de campagne ou sur la teneur en plutonium du combustible MIX, qui n'étaient pas forcément réalistes du point de vue cycle du combustible.

L'introduction d'études de scénarios dans l'évaluation de la gestion combustible MIX permet de prendre en compte différents paramètres qui n'apparaissent pas à l'échelle du cœur de réacteur, comme la quantité de plutonium disponible à la fabrication du combustible, l'évolution de la composition isotopique du plutonium ou la capacité des usines de retraitement ; tous ces paramètres qu'une étude de scénario modélise.

Tout ceci mène au développement d'une nouvelle méthode d'optimisation des gestions combustibles qui puisse mettre en relation études de cœur et études de scénario. Après avoir présenté cette nouvelle méthode d'optimisation, nous l'appliquerons à un scénario traitant du multi-recyclage du plutonium avec du combustible MIX. Avec l'aide de la nouvelle méthode d'optimisation, nous essaierons de proposer une nouvelle trajectoire au scénario, qui respecte les contraintes liées à l'échelle du cycle mais également les contraintes liées à l'échelle du cœur.

Ce dernier chapitre commence en partie 7.1 par une introduction aux codes de scénarios et à leur formalisme, puis présente un code de scénario en particulier, TIRELIRE-STRATEGIE, dans sa section 7.2. La partie 7.3 présente une nouvelle méthode de chaînage « cœur-scénario », développé dans le cadre de ce travail de thèse. Nous appliquerons cette méthode à un scénario de référence, présenté dans la partie 7.4. L'application de la méthode sera discutée en section 7.5. Après une étude de l'optimalité du scénario de référence, réalisée dans la partie 7.6, une optimisation du scénario de référence est effectuée. De cette optimisation, réalisée en partie 7.7, une analyse est effectuée, en section 7.8, qui conclut ce chapitre.

7.1 Introduction sur les études de scénarios

Un scénario de parc électronucléaire correspond à la modélisation de la trajectoire que va suivre l'évolution d'un parc électronucléaire au cours du temps. Il s'agit d'une description dans le temps (dans notre situation, sur la période du siècle), de l'évolution de la structure d'un parc et de ses externalités (capacités des usines de traitement et de fabrication du combustible). Nous nous intéresserons dans ces travaux aux études de scénarios traitant des flux de matières qui transitent pendant le cycle du combustible.

Un scénario va ainsi prendre en compte différentes données d'entrée : nombre de réacteurs, filières représentées, longueur de cycle et *burn-up* de décharge... ; des contraintes : trajectoires de puissance, capacités de traitement du combustible... et un objectif : par exemple la stabilisation de l'inventaire en plutonium, dans le cadre du multi-recyclage du plutonium, un épuisement rapide des réserves de matières nucléaires, dans un objectif d'arrêt de la filière électronucléaire ou au contraire une forte accumulation sur une période donnée, qui permettrait le démarrage de réacteurs de quatrième génération fonctionnant avec du plutonium.

La configuration initiale du parc de réacteurs, les données d'entrée du problème, sert de point de départ au scénario, qui va ensuite se dérouler dans la direction de l'objectif fixé, en prenant en compte les différentes contraintes.

Il existe plusieurs trajectoires possibles pour un même objectif donné. Chaque trajectoire va correspondre à un ensemble fixé de ces paramètres. Ces trajectoires peuvent être comparées par différentes métriques. Dans le cas des scénarios nucléaires, il peut par exemple s'agir du nombre de réacteurs à charger avec tel ou tel type de combustible. La trajectoire retenue n'aura pas de valeur prédictive, mais permettra de donner une tendance et *in fine* une meilleure compréhension des cycles nucléaires présents et futurs [119].

Les scénarios nucléaires peuvent être rangés en différentes catégories [120]. La trajectoire d'un scénario nucléaire représente un des nombreux futurs possibles pour une situation initiale et un objectif final donnés. De ce point de départ, il est possible de définir un ensemble, l'ensemble des futurs possibles (EFP), qui englobe toutes les trajectoires et les objectifs finaux possibles. Pour analyser cet ensemble, deux approches sont à distinguer : l'approche exploratoire (également appelée *forecasting*, prévision, en anglais) propose, à partir des conditions initiales (du point de départ), de cartographier les différents futurs possibles et réalisables en se reposant sur des scénarios réalisables. Parmi ces futurs cartographiés, il en existe un, le scénario tendanciel, qui représente un scénario possible sans rupture ni transition. Par exemple, un parc électronucléaire où aucune modification particulière ne serait apportée. Cette approche, conservatrice, permet de couvrir l'ensemble des trajectoires et objectifs possibles pour une configuration initiale donnée.

L'autre approche possible est l'approche normative (aussi nommée *backcasting*³¹), où à partir d'un objectif fixé, l'étude de scénario va mettre en avant les différentes trajectoires possibles qui permettent de relier le point de départ à l'objectif fixé. Plusieurs chemins restent disponibles, seule la destination est fixée. Cette approche permet de faire ressortir les difficultés éventuelles qui peuvent exister dans la réalisation d'un scénario [119].

Plusieurs codes de scénarios nucléaires existent. En France, le code de référence pour les études de scénario est le code COSI (CO de Simulation) [121], développé par le CEA depuis les années 1990. Le code CLASS (*Core Library for Advanced Scenario Simulation*) [122] est un code en accès libre développé depuis 2011 par le CNRS et l'IRSN. Côté industriel, il est possible de citer COSAC [123], développé par Framatome, et TIRELIRE-STRATEGIE [124], développé par EDF.

7.2 Le code de scénario Tirelire-Stratégie

Nous avons discuté dans la partie précédente les spécificités des études de scénarios, leurs applications aux systèmes électronucléaires ainsi qu'évoqué les différents outils disponibles dans la littérature.

³¹ Ce mot ne connaît pas de traduction en français. Il pourrait être traduit par « anticipation », comme le *backcasting* propose d'anticiper les différentes étapes permettant d'accéder à un objectif donné.

Cette partie est consacrée à la présentation d'un outil en particulier, développé à la R&D d'EDF depuis 30 ans, le code TIRELIRE-STRATEGIE. Cet outil de simulation de scénarios électronucléaires, à vocation industrielle, sera tout d'abord présenté dans sa globalité, puis par une description plus exhaustive de deux de ces modules physiques, STRAPONIN et ECRIN.

7.2.1 Présentation générale

L'outil de simulation pour les scénarios électronucléaires utilisé dans cette thèse est TIRELIRE-STRATEGIE [124]. Il s'agit d'un code de calcul pouvant simuler une flotte de réacteurs électronucléaires et les cycles du combustibles associés, sur une période de plusieurs années, allant de quelques décennies à un siècle. Le pas de temps utilisé dans TIRELIRE-STRATEGIE est l'année.

Cet outil prend en compte les différentes phases du cycle du combustible, de la fabrication au retraitement en passant par le chargement, l'irradiation en réacteur et leur déchargement.

TIRELIRE-STRATEGIE est capable de simuler différents types de réacteurs, des réacteurs à eau pressurisée aux réacteurs à neutron rapides. Pour cela, la transformation sous flux du combustible est d'abord caractérisée par le code APOLLO2 (pour les réacteurs à spectre thermique) ou ERANOS (pour ceux à spectre rapide), par un calcul de l'assemblage en milieu infini pour chaque réacteur et chaque type de gestion [125]. Puis TIRELIRE-STRATEGIE effectue le calcul des bilans matières, année après année, à partir de bases de données.

Les réacteurs peuvent être chargés avec différents combustibles, les REP peuvent recevoir du combustible UOX, URE, MOX ou MIX. Des combustibles avec du support thorium peuvent également être utilisés. Chaque famille de réacteur est désignée dans TIRELIRE-STRATEGIE, par une filière (filière REP, filière RNR-Na...) regroupant plusieurs modèles (REP 900, REP 1300, EPR...), qui peuvent eux-mêmes avoir des chargements en combustible différents ou différentes longueurs de cycle.

Ces informations sont condensées dans une fiche réacteur, fichier contenant toutes les caractéristiques de la gestion combustible : type de filière, puissance électrique, type de combustible (UOX, MOX...) et ses caractéristiques (enrichissement en ^{235}U de l'UOX, teneur en plutonium du combustible...), nature du support en uranium pour le combustible au plutonium (U_{app} ou UNE), k_{∞} en fin de cycle, taux de combustion moyen en fin de cycle, pour ne citer que ces éléments.

La modélisation du parc électronucléaire et de son évolution se fait à partir d'un fichier principal décrivant pour chaque année du scénario :

- les différents réacteurs installés, représentés par la puissance qu'ils produisent ;
- la nature de la gestion combustible utilisée, pour chaque réacteur, par l'utilisation de la fiche réacteur ;
- les nouveaux réacteurs autorisés à démarrer, en nombre ;
- l'ordre de démarrage des réacteurs, avec la possibilité de démarrer certains réacteurs en priorité (priorité peut être donnée aux réacteurs chargés en MOX).

Un scénario calculé par TIRELIRE-STRATEGIE correspond schématiquement à une succession de calculs de bilan matière qui dépendent de la situation du parc. Ces calculs sont établis à partir des masses produites par chaque réacteur et prennent en compte le nombre de centrales nucléaires en fonctionnement, démarrant ou s'arrêtant, l'inventaire en combustible nucléaire, comme la quantité d'uranium ou de plutonium présente dans les réacteurs, en piscine ou prête à être chargée en réacteur.

Le calcul de ces bilans matières reposent sur deux codes de calculs : le code d'évolution isotopique STRAPONTIN [126], [127], qui détermine l'inventaire en matière après irradiation en cœur, et le code d'équivalence énergétique ECRIN, qui intervient lorsque les caractéristiques du combustible doivent être déterminées en fonction de la quantité de plutonium utilisée, par exemple calculer la teneur équivalente en Pu d'un assemblage MOX ou l'enrichissement équivalent en uranium 235, pour un assemblage MIX à teneur en Pu fixée.

Ainsi, TIRELIRE-STRATEGIE suit l'évolution des masses et des qualités isotopiques des matières nucléaires intervenant dans le cycle du combustible.

Son fonctionnement pour une année de scénario est détaillé dans la Figure 7-1 ci-dessous :

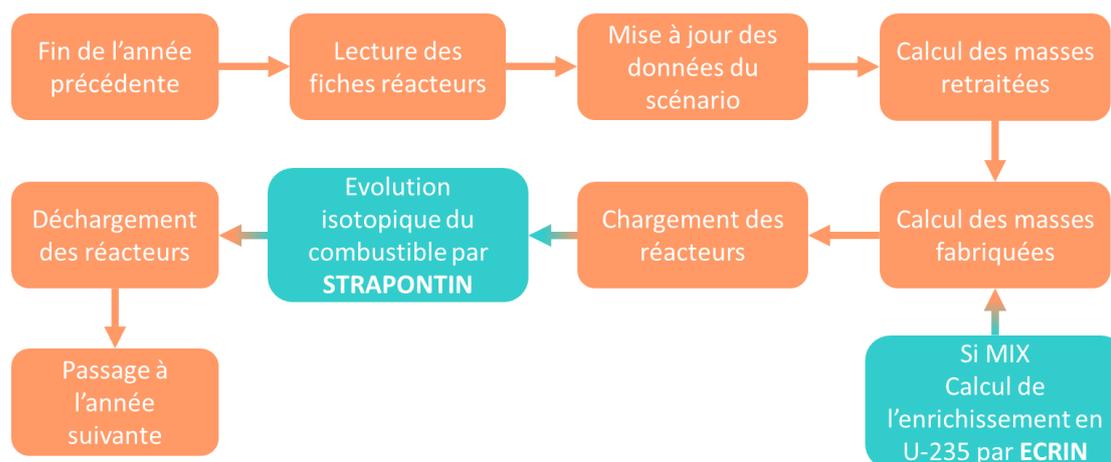


Figure 7-1 : Schéma illustrant le fonctionnement de TIRELIRE-STRATEGIE pendant une année de scénario.

Chaque année, TIRELIRE-STRATEGIE parcourt les fiches réacteurs. En fonction des capacités des usines de retraitement, une certaine quantité de combustible est retraitée. Les masses de combustibles à fabriquer sont ensuite évaluées. Le code ECRIN est employé pour déterminer l'enrichissement en ^{235}U des assemblages MIX. Puis, en fonction des stocks de matière disponibles, les réacteurs sont chargés. S'il n'y a pas assez de combustible, le chargement en combustible est revu à la baisse, soit en baissant la teneur en plutonium ou l'enrichissement en ^{235}U , soit en changeant le réacteur ou le type de combustible utilisé. Enfin, après leur évolution isotopique sous irradiation réalisée par STRAPONTIN, le combustible est déchargé des réacteurs, les stocks sont mis à jour et le scénario passe à l'année suivante.

7.2.2 Modules physiques utilisés

Comme nous venons de l'évoquer, TIRELIRE-STRATEGIE utilise deux codes développés indépendamment en boîte noire pour parvenir à ses résultats finaux. Ces codes, qui interviennent à chaque année du scénario sont le code ECRIN, un code d'équivalence énergétique, et le code STRAPONTIN, un code d'évolution isotopique. Ces deux codes reposent sur des calculs APOLLO2, eux-mêmes pilotés par une procédure de gestion de bases de données, GENBASE. La Figure 7-2 illustre l'articulation entre ces différents codes.

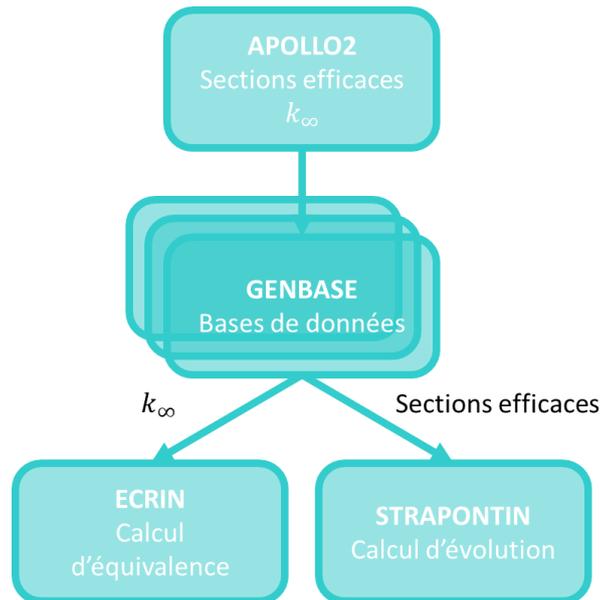


Figure 7-2 : Articulation entre les différents codes utilisés par TIRELIRE-STRATEGIE.

7.2.2.1 ECRIN : Calcul d'équivalence énergétique

Le rôle d'ECRIN est de prédire la réactivité d'un combustible en fin de cycle en fonction d'un vecteur isotopique et de la teneur en plutonium, pour du MOX, ou si cette dernière est fixée, comme pour le MIX, à partir de son enrichissement en uranium 235.

Il repose sur des bibliothèques de sections efficaces réalisées par APOLLO2 contenant des calculs d'évolution de la réactivité en fonction du taux de combustion, pour différents combustibles et différentes compositions isotopiques. ECRIN réalise ensuite une interpolation à partir de ces bibliothèques pour déterminer la teneur en plutonium ou l'enrichissement en ²³⁵U nécessaire au combustible pour atteindre la réactivité ciblée par TIRELIRE-STRATEGIE en fin de cycle, autrement dit pour tenir la longueur de cycle ciblée (définie en partie 1.1.3.2).

Il s'agit d'une manière rapide de déterminer la teneur ou l'enrichissement nécessaire au combustible pour tenir les objectifs fixés par la fiche réacteur.

7.2.2.2 STRAPONTIN : Calcul d'évolution isotopique

STRAPONTIN résout l'équation de Bateman (présentée en partie 1.5.1) en se reposant, comme ECRIN, sur des bibliothèques d'énergie et de sections efficaces à différents pas d'irradiations. Ces sections efficaces, qui dépendent du taux de combustion, sont des condensations à 1 groupe d'énergie de calculs de réactivité APOLLO2 réalisés à 99 ou 172 groupes d'énergies. Ces calculs englobent 26 noyaux lourds et 154 produits de fission, ainsi que leurs chaînes de décroissances. Pour résoudre le système d'équation, une méthode adaptative de Runge-Kutta d'ordre 5 ([128], [129]) est employée. Enfin, l'évolution isotopique du combustible est interpolée par méthode des splines, une méthode d'interpolation spatiale déterministe, en fonction de sa composition isotopique initiale et de son taux d'irradiation à la décharge.

Une comparaison de STRAPONTIN au code d'évolution de référence, DARWIN [130], est disponible dans [126].

7.2.2.3 GENBASE : Génération de bases de données

ECRIN et STRAPONTIN reposent tous deux sur des bases de données contenant, pour le premier, des k_{∞} et des sections efficaces pour le second. Une procédure développée à EDF R&D à la fin des années 90, GENBASE, permet l'extraction et la concaténation de ces informations de calculs APOLLO2. La procédure GENBASE enchaîne des calculs d'évolution APOLLO2 et stocke les sections efficaces et les k_{∞} dans des bases de données.

Elle génère automatique les jeux de données APOLLO2, en fonction du type de combustible étudié, qui peut être de l'UOX, de l'URE, du MOX ou du MIX. La densité de résultats qui composent la bibliothèque se déduit par validation non croisée entre le résultat d'un calcul APOLLO2 et son interpolation à partir des données contenues dans la bibliothèque. Cette dernière est enrichie jusqu'à ce que l'écart entre résultat et prédiction soit inférieur à un critère défini par l'utilisateur.

7.2.2.4 La modélisation des réacteurs rapides

La modélisation du cycle électronucléaire et sa prospection peut requérir la modélisation de réacteurs à neutrons rapides. Si cette situation n'est pas évaluée dans ce travail de thèse, TIRELIRE-STRATEGIE est capable d'intégrer des réacteurs rapides à ses calculs de bilan matières. Les méthodes employées diffèrent de celles détaillées pour ECRIN et STRAPONTIN.

Dans cette partie, une présentation rapide de TIRELIRE-STRATEGIE a été effectuée. Il a tout d'abord été évoqué l'architecture générale du code de scénario, avec une présentation du calcul de bilan matière au cours d'une année. Ce calcul de bilan matière repose sur plusieurs codes physiques, dont le fonctionnement a été détaillé par la suite.

Dans le cadre de la simulation de réacteurs à eau pressurisée, les problèmes d'équivalence énergétiques sont résolus par ECRIN tandis que STRAPONTIN

permet de calculer l'évolution isotopique du combustible. Ces deux codes reposent sur des calculs d'évolution APOLLO2, résumés en bibliothèques de données grâce à la procédure GENBASE. La modélisation des réacteurs rapides se base sur le code d'évolution ERANOS et sur des approximations de calculs de référence.

Toutes ces approches permettent d'avoir un calcul de scénario rapide avec une bonne précision des calculs [132].

7.3 Proposition d'une nouvelle méthode de chaînage « cœur-scénario »

Si les calculs de scénario rendent compte de tendances que pourraient prendre des parcs électronucléaires dans le futur et permettent de prospecter l'impact de tel ou tel choix sur le cycle du combustible, ils ne prennent pas en compte la faisabilité d'une gestion combustible en réacteur c'est-à-dire la capacité à respecter différents critères de sûreté, comme ceux discutés en partie 3.2.3

Il est vrai que ces questionnements n'étaient pas forcément pertinents dans des discussions s'intéressant au déploiement des réacteurs de quatrième génération, leur design étant encore hypothétiques (pour plus de renseignements sur ce sujet, la question de l'interaction entre la conception des réacteurs de quatrième génération et les études de scénario est discutée dans la thèse de K. Tirel [133]).

Toutefois, pour le multi-recyclage du plutonium en REP, les modèles de réacteurs prévus sont très proches des EPR existants aujourd'hui, il est donc possible d'avoir une idée précise du comportement de ces réacteurs.

De ce fait un scénario de MRREP peut s'avérer satisfaisant du point de vue de l'inventaire en matière, avec par exemple une stabilisation en fin de scénario des quantités de plutonium dans le cycle, mais inachevé du point de vue du respect de critères liés à la sûreté nucléaire, en ayant par exemple un facteur de point chaud trop élevé.

Pour renforcer la robustesse des scénarios étudiant le multi-recyclage du plutonium en REP, nous avons exploré la possibilité d'intégrer des observables issues des calculs des cœur dans la mise au point de scénarios optimaux, la physique des réacteur pouvant être prise en compte.

Nous proposons ici une nouvelle méthode pour les études de scénarios consacrées au multi-recyclage en REP du plutonium.

Cette dernière repose sur le chaînage entre les informations de l'évolution du combustible réalisée par TIRELIRE-STRATEGIE et les prédictions de performances des gestions combustibles, obtenues à partir de la méthode présentée dans les chapitres 5 et 6.

Cette nouvelle méthode explore les interactions entre l'échelle du cœur de réacteur et du parc électronucléaire et vise à permettre de construire des scénarios nucléaires plus robustes grâce à l'utilisation de métamodèles créés par krigeage.

L'intérêt est de pouvoir remonter à des estimations de calculs de cœur, année après année, c'est-à-dire tout au long du scénario et, si jamais certains cœurs se révèlent insatisfaisants selon des critères donnés, de rechercher les configurations réalisables avant de modifier le scénario, puis de prédire à nouveau les observables en cœur des données combustibles calculées par TIRELIRE-STRATEGIE.

Cette nouvelle méthode est schématisée en Figure 7-3 :

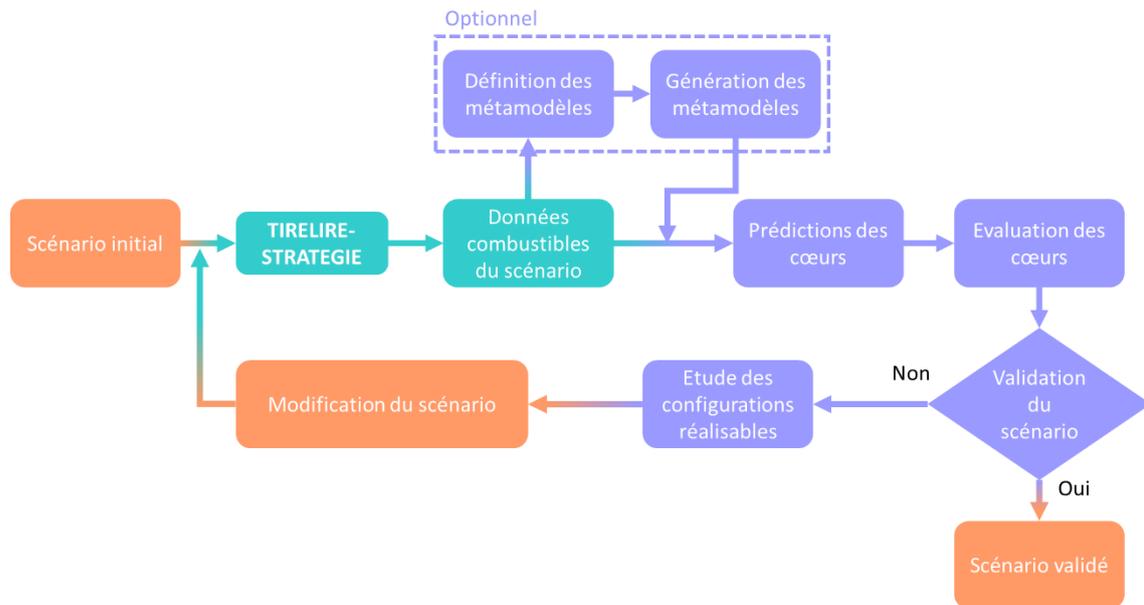


Figure 7-3 : Schéma illustrant le chaînage entre TIRELIRE-STRATEGIE et la méthodologie d'évaluation des cœurs présentée dans cette thèse.

Chaque année, grâce à TIRELIRE-STRATEGIE, (représenté en vert), il est possible d'obtenir une composition isotopique du vecteur plutonium, de l'enrichissement en ^{235}U et de la teneur en plutonium du combustible.

Ces informations permettent de prédire les performances des cœurs de réacteurs grâce l'utilisation de métamodèles d'interpolation. Avec cette nouvelle méthode, il est par exemple possible de prédire, à partir du bilan matière obtenu à chaque année du combustible, la longueur de cycle atteinte, différentes concentrations de bore à différentes étapes de la combustion en cœur, le facteur de point chaud, ou les différents indicateurs développés dans cette thèse, comme le coût amont ou les consommations de transuraniens. En somme, pour chaque année du scénario, il est possible d'avoir accès à l'ensemble des informations que retournerait un calcul COCAGNE. Ces étapes de modélisations et d'évaluations sont représentés en lavande.

Les métamodèle utilisés ici reposent sur plusieurs paramètres d'entrée, l'enrichissement en uranium 235 du combustible, la teneur en plutonium, les fractions massiques des différents isotopes du plutonium (du ^{238}Pu au ^{242}Pu) et du ^{241}Am .

À partir de ces huit variables d'optimisation, par interpolation spatiale le métamodèle prédit une performance du cœur. La plage de variation des huit paramètres d'entrée peut être définie *a priori* ou *a posteriori* du calcul TIRELIRE-STRATEGIE.

L'utilisateur peut choisir d'avoir une incertitude dans ses prédictions homogène dans l'espace de solutions atteignables, c'est la définition *a priori* du plan d'expérience, ou se concentrer sur les configurations proches de celles proposées par le scénario initial, c'est la définition *a posteriori* du plan d'expérience. Pour une même densité de point, l'utilisateur se retrouvera avec des métamodèles plus précis pour prédire les performances cœurs de son scénario, puisque ses paramètres d'entrée auront été définis en fonction du scénario et donc

supposément autour d'une trajectoire d'évolution plausible pour le combustible. Toutefois, dans la situation où d'importantes variations en enrichissement, en teneur ou en isotopie doivent être effectuées, la définition *a posteriori* du plan d'expérience manquera de souplesse et renverra des prédictions plus incertaines.

7.4 Le scénario de référence MIX

Nous avons présenté dans la partie précédente une nouvelle méthode de chainage entre les études de scénarios et de cœur. Nous souhaitons appliquer cette méthode à un scénario publié.

Nous avons choisi un scénario traitant du multi-recyclage du plutonium avec des combustibles MIX, présenté ici [77], et calculé avec le code de référence du CEA COSI6 [134].

L'étude de référence introduit le multi-recyclage du plutonium en EPR à partir de l'année 2045, pour un parc électronucléaire composé de 38 EPR, avec pour objectif la stabilisation de l'inventaire en plutonium dans le cycle pour cinq scénarios différents :

- un parc mixte composé de 2 EPR UOX et 36 EPR CORAIL ;
- un parc mixte composé de 27 EPR UOX et 11 EPR MIX 12 % Pu ;
- un parc mixte composé de 25 EPR UOX et 13 EPR MIX 9,54 % Pu ;
- un parc mixte composé de 24 EPR UOX et 14 EPR MIX 8 % Pu ;
- un parc mixte composé de 7 EPR UOX, 13 EPR MIX 9,54 % Pu et 7 EPR URE.

Nous étudierons ici le scénario MIX 8 %. Il s'agit d'un combustible que nous avons déjà étudié dans ces travaux et qui a donc été caractériser.

Ses caractéristiques sont résumées dans le Tableau 7-1 :

Tableau 7-1 : Caractéristiques résumées du scénario de référence pour les EPR.

Echelle	Caractéristique	Valeur
Parc	Puissance installée	60 GWe
	Premier déploiement du MIX	2045
	Durée de vie d'un réacteur	60 ans
	Puissance par réacteur	1,53 GWe
Cœur	Taux de combustion ciblé au déchargement	51,8 GWj/t
	Fractionnement des cœurs	1/3
Combustible	Teneur en plutonium	8 %

Dans cette étude, tous les EPR installés délivrent une puissance de 1,53 GWé, et le taux de combustion atteint par les assemblages combustibles déchargés est de 51,8 GWj/t. Les objectifs du scénario sont les suivants : un recyclage rapide de tous les assemblages MOX, une stabilisation de l'inventaire en plutonium ainsi que des assemblages combustibles usés.

Les centrales ayant une durée de vie de 60 ans, des EPR prennent progressivement le relais des réacteurs nucléaires du parc actuel, entre les années 2030 et les années 2060. Le premier déploiement d'un EPR, Flamanville 3 exclu, est prévu pour 2029. Le premier chargement d'un EPR avec du MOX, gestion 30%, a lieu en 2036. L'inventaire en URT, tout comme l'inventaire en plutonium, se stabilise à partir des années 2055.

Le scénario « MIX 8 % » est illustré ci-dessous dans la Figure 7-4.

Y apparaissent également les déploiements des EPR MIX pour les scénarios « MIX 9,54 % » et « MIX 12 % ».

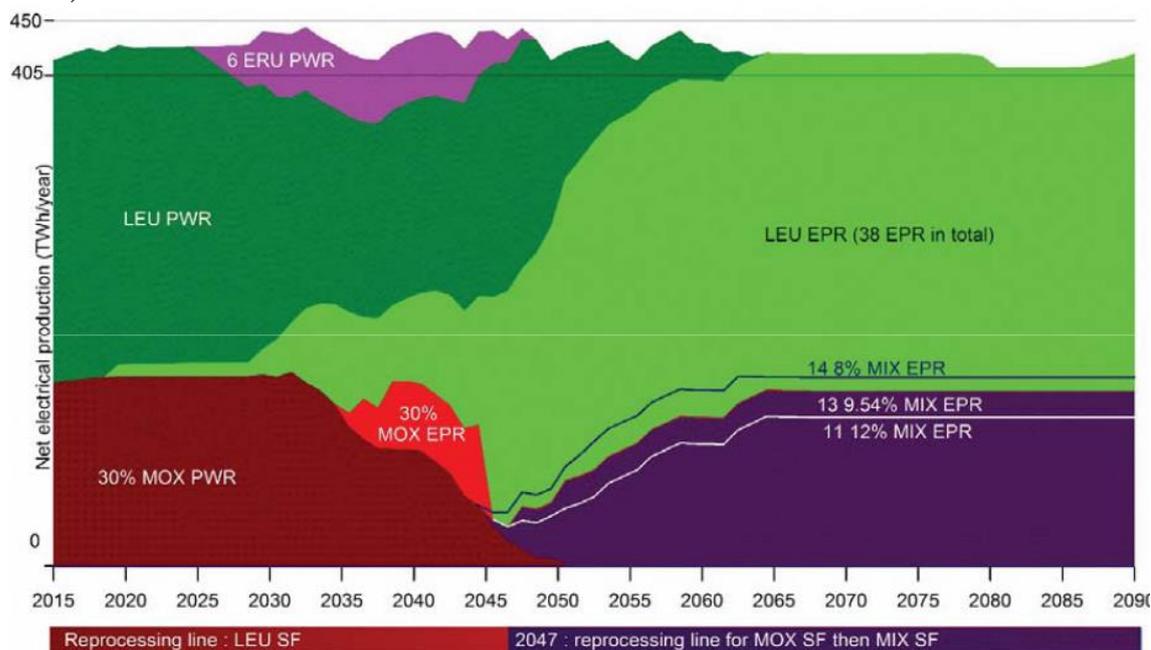


Figure 7-4 : Scénario EPR MIX 8 % ; 9,54 % et 12 %, issu de [77].

7.4.1 Etude du scénario

La première étape à réaliser est la reproduction du scénario « MIX 8 % » avec TIRELIRE-STRATEGIE.

Des comparaisons entre les deux codes ont déjà été réalisés par le passé [132], aussi des déploiements de centrales similaires sont attendus lors de la reproduction du scénario par TIRELIRE-STRATEGIE.

Le déroulé du scénario « EPR MIX 8 % » par TIRELIRE-STRATEGIE est illustré par la Figure 7-5 ci-dessous :

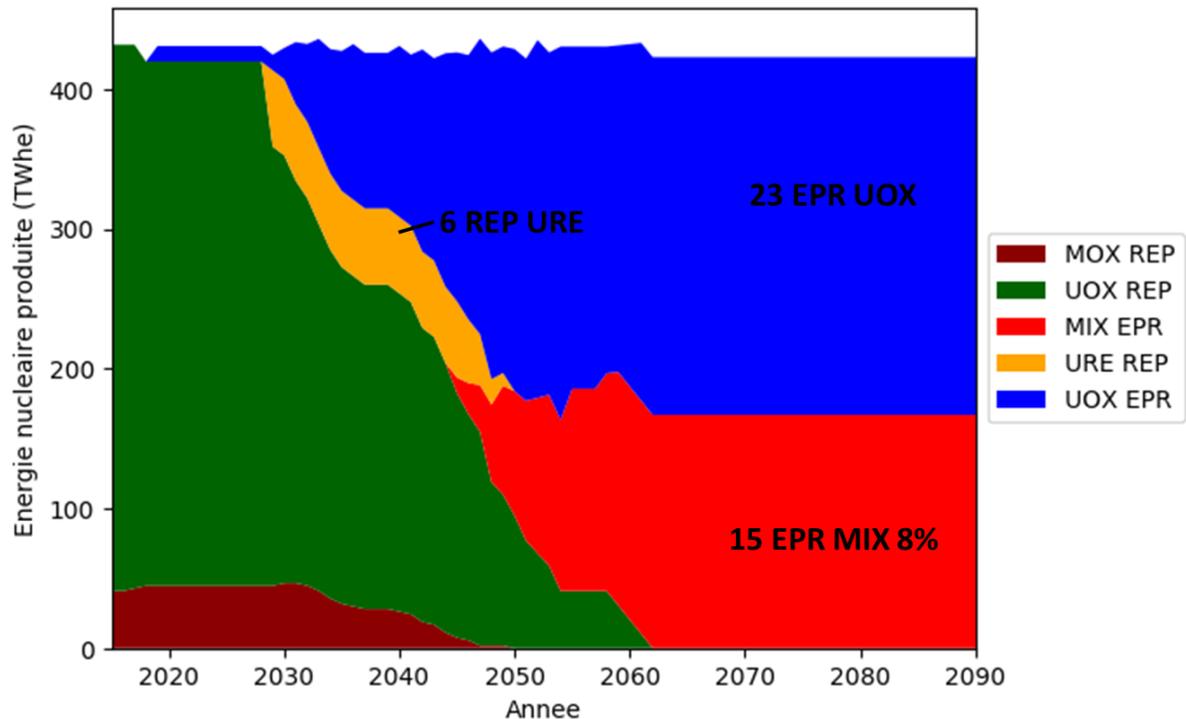


Figure 7-5 : Déroulé du scénario « EPR MIX 8 % » simulé TIRELIRE-STRATEGIE.

Nous constatons des déploiements similaires entre le scénario calculé par COSI6 (Figure 7-4) et le scénario calculé par TIRELIRE-STRATEGIE (Figure 7-5). Pour simplifier le scénario, la fraction d'EPR chargée avec du combustible MOX n'a pas été modélisée dans TIRELIRE-STRATEGIE.

Il est toutefois important de noter que le scénario TIRELIRE-STRATEGIE converge vers 15 EPR MIX 8 % au lieu des 14 attendu, toujours avec les mêmes objectifs de stabilisation de l'inventaire en Pu. Comme cela est montré dans la Figure 7-6, le scénario simulé par TIRELIRE-STRATEGIE est légèrement consommateur de plutonium, l'équilibre dans ce scénario devant se situer entre 14 et 15 EPR chargés en MIX 8 %.

À noter que la Figure 7-4 représente la production d'énergie en TWh produite par les réacteurs par gestion combustible tandis que la Figure 7-5 représente l'énergie produite par type de combustible. C'est pourquoi la part d'énergie produite par les UOX en REP est si importante sur cette dernière figure, puisque qu'elle englobe l'énergie produite par les REP chargés en UOX mais également les UOX des gestions REP MOX 30 %.

En ce qui concerne l'inventaire en plutonium dans le cycle, présenté en Figure 7-6, nous observons une augmentation constante de ce dernier, jusqu'à un maximum atteint en 2060 avec 690 tonnes de plutonium. Il décroît ensuite jusqu'à 650 tonnes de plutonium en fin de scénario, reproduisant les résultats obtenus dans [77].

Il est intéressant d'étudier l'évolution de la quantité de plutonium présente dans le cycle, qui peut être découpé en trois phases. Une première phase de mono-

recyclage du plutonium, où l'inventaire en plutonium augmente linéairement au cours du temps, qui se déroule du début du scénario jusqu'à 2045.

Puis, pendant la phase de transition entre le mono-recyclage et le multi-recyclage, un arrêt progressif des réacteurs REP chargés en MOX. Cette transition vers les gestions MIX résulte en une augmentation de la quantité de plutonium circulant dans la globalité des étapes du cycle du combustible, et donc une augmentation de la vitesse d'accumulation du combustible.

Cette phase transitoire dure approximativement de 2045 à 2055. À partir de 2055 la majeure partie des réacteurs EPR participant au multi-recyclage du plutonium a été chargée en MIX, ce qui permet de stabiliser l'inventaire en plutonium, voire d'être légèrement consommateur.

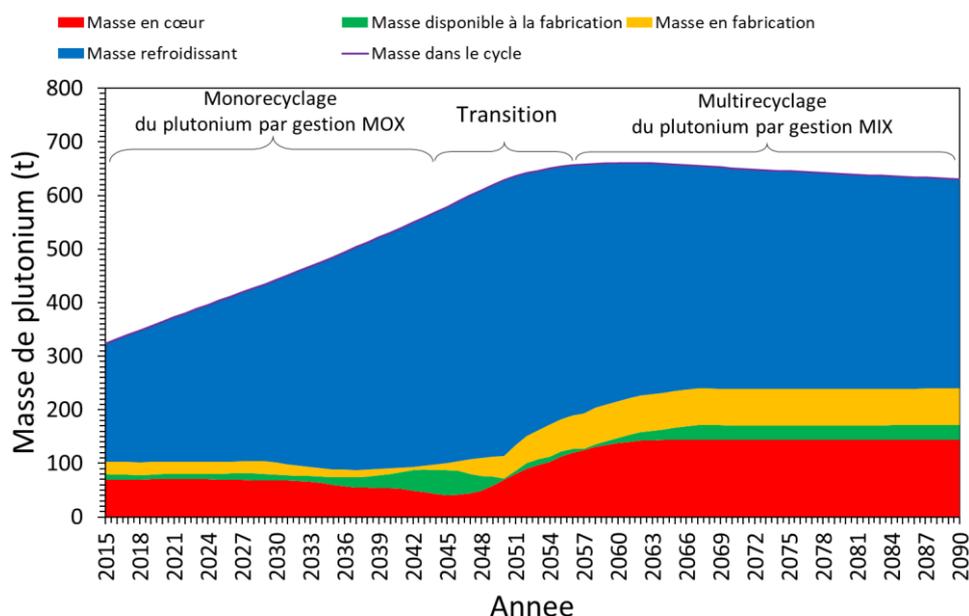


Figure 7-6 : Evolution de l'inventaire en plutonium dans le cycle du combustible, tel que calculé par TIRELIRE-STRATEGIE.

En ce qui concerne les capacités de retraitement du combustible, elles sont présentées dans la Figure 7-7. L'introduction du recyclage du plutonium, d'abord par le recyclage des assemblages usés MOX puis MIX, induit une augmentation des capacités de retraitement du combustible entre les années 2050 et 2065, avec un passage de 800 t/an à 1280 t/an. Une fois le multi-recyclage implanté, à partir des années 2065, les capacités de retraitement se stabilisent à 1100 t/an, soit un niveau similaire à celui observé en début de scénario pour le parc actuel, à avoir 1050 t/an. Le retraitement des assemblages usés MIX représente 40 % des capacités de retraitement total, contre 60 % pour les assemblages usés UOX, entre les années 2065 et 2090.

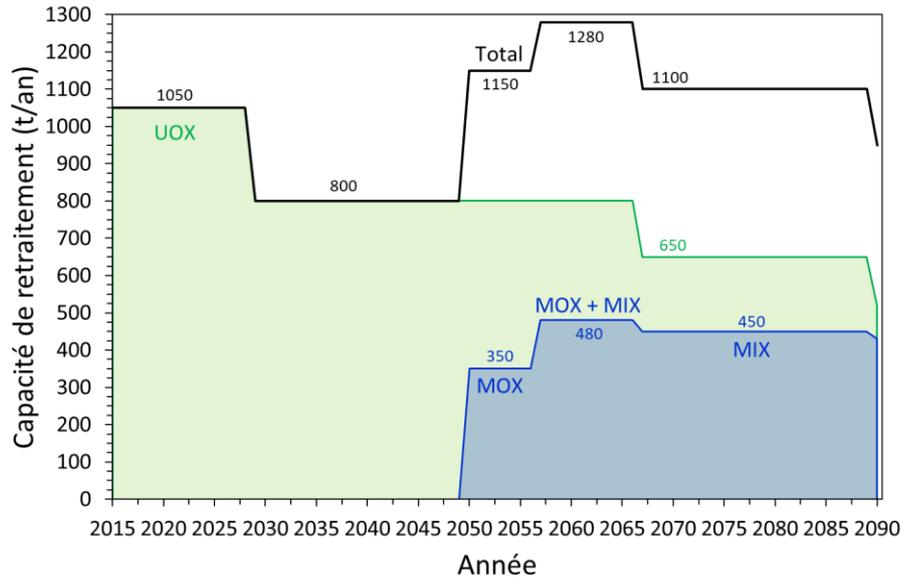


Figure 7-7 : Evolution des capacités maximales de retraitement au cours du scénario, telle que définie dans TIRELIRE-STRATEGIE.

L'évolution de la qualité isotopique du combustible est discutée dans la Figure 7-8. Si on étudie la variation de l'isotope Pu ainsi que de l'enrichissement du MIX 100 % dans ce scénario, on constate deux périodes pour le combustible :

- Une première période, que nous appellerons « période A », où le combustible MIX a des caractéristiques similaires à celle d'un MOX avec support en uranium naturel, c'est-à-dire une faible présence d'uranium 235, proche de 0,7 % et une bonne qualité fissile (> 60 %), et qui s'étale de 2045 à 2051.
- Une seconde période, que nous allons appeler « période B », où le combustible MIX a des caractéristiques inhérentes au MIX, c'est-à-dire un enrichissement en uranium 235 significatif (> 2 %) et une qualité fissile moindre (< 60 %). Cette période dure de 2052 à 2090, soit la fin du scénario.

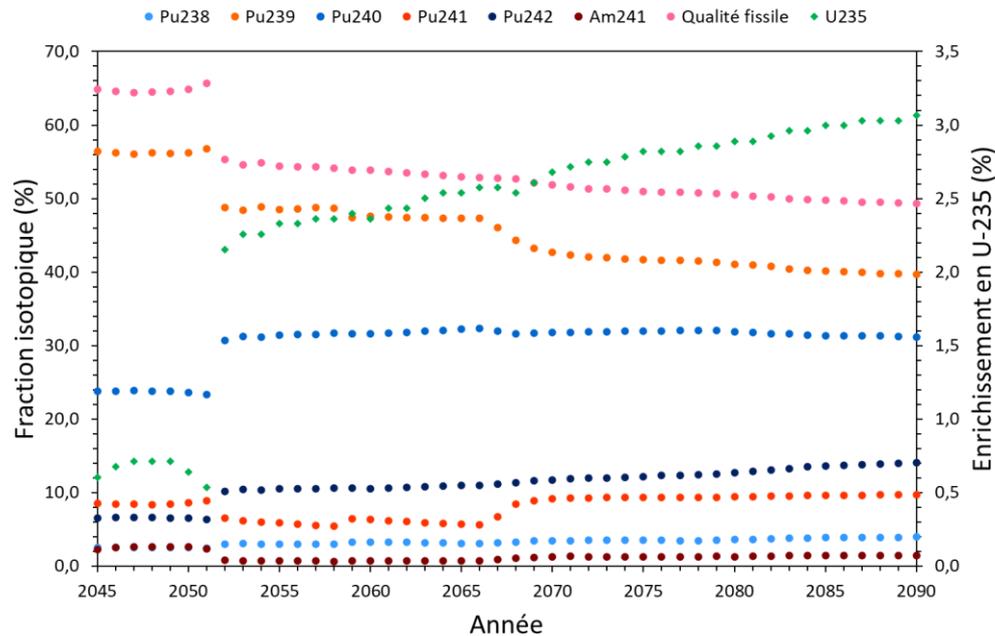


Figure 7-8 : Evolution isotopique du combustible MIX au chargement dans le scénario MIX 8 %.

7.5 Application au scénario de référence MIX

Nous qualifierons le scénario reproduit avec TIRELIRE-STRATEGIE de « scénario de référence ». Ce dernier va donc être analysé aux vues des performances de ses gestions combustibles dans un réacteur EPR.

Pour ce faire, nous allons tout d'abord nous intéresser à quelles performances du combustible prédire ainsi qu'à leur espace de définition associé. Ensuite, une analyse des prédictions des cœurs sera effectuée, puis, s'il s'avère que certains cœurs prédits ne respectent pas certains des critères de sûreté, une recherche de configurations viables sera effectuée.

7.5.1 Création des métamodèles

Cette partie sera tout d'abord consacrée à la construction des métamodèles et leur validation par LOOCV.

7.5.1.1 Définition du plan d'expérience

Nous avons fait le choix dans ce chapitre de générer des métamodèles à partir d'une nouvelle base d'expérience, qui puisse inclure les variations des fractions massiques en ^{238}Pu et en ^{242}Pu . Nous souhaitons

. Nous avons en effet constaté dans la partie précédente (cf. Figure 7-8) que deux configurations existaient pour le combustible MIX : la première fonctionne avec un support en uranium naturel et la seconde avec un support en uranium enrichi.

Nous souhaitons avoir un métamodèle capable à la fois d'estimer les caractéristiques d'un combustible MIX avec ces deux natures de support différentes.

Nous définissons pour ce faire le plan d'expérience *a posteriori* du scénario de référence. Ceci permet d'avoir une première estimation des variations que va connaître le combustible au cours de son évolution. L'isotopie du combustible MIX varie au cours du multi-recyclage, comme cela a été discuté en partie 2.1, et le plan d'expérience doit pouvoir prendre en compte fidèlement cette variation.

Le choix a été fait de découper l'espace des variables d'optimisation en deux : une partie pour la période A et une autre pour la période B. Ce faisant, le métamodèle généré permet des prédictions performantes à la fois sur la période A et sur la période B, tout en limitant la quantité de points dans le plan d'expérience.

Pour une même densité de points d'expériences, et donc une précision dans les prédictions associées, il est moins coûteux de découper l'espace des paramètres en deux sous-ensembles plutôt que de chercher à couvrir l'espace des possibles.

À noter également que travailler avec des métamodèles avec un espace de variation trop serré autour du scénario ne présentera pas forcément beaucoup d'intérêts, puisqu'à chaque modification du scénario, ils risquent de ne plus être performants, nécessitant de régénérer un nouveau plan d'expérience et donc d'effectuer de nouveaux calculs COCAGNE.

Le Tableau 7-2 définit ci-dessous l'espace de variation des caractéristiques du combustible pour les deux périodes du scénario de référence :

Tableau 7-2 : Espace de variation des plans d'expérience pour les périodes A et B.

	Période A	Période B
^{235}U (%)	[0 ; 1]	[2,0 ; 3,5]
Pu (%)	[7,5 ; 10]	[6,0 ; 10]
^{238}Pu (%)	[2,2 ; 2,7]	[3 ; 5]
^{239}Pu (%)	[55,9 ; 56,9]	[38 ; 50]
^{240}Pu (%)	[23,1 ; 23,9]	[27 ; 33]
^{241}Pu (%)	[8,1 ; 9,1]	[5 ; 10]
^{242}Pu (%)	[6,1 ; 6,9]	[9 ; 19]
^{241}Am (%)	[2 ; 3]	[0,5 ; 2,5]
Nombre de points dans le plan d'expérience	10	500

Le plan d'expérience est composé de plus de 500 points, avec une très forte disparité de densité entre la période A et la période B. En plus des configurations générées pour cette étude, nous enrichissons les plans d'expérience avec les configurations utilisées dans le chapitre 6. Ceci permet de couvrir des espaces de variation un peu plus large, notamment pour les fractions massiques.

L'enrichissement du plan d'expérience par des configurations déjà calculées et existantes permet de couvrir une zone plus large de l'espace des variables d'optimisations et de parer à d'éventuelles lacunes liées à la création du plan d'expérience *a posteriori* de l'étude du scénario.

Ce sont donc près de 600 configurations différentes qui ont été utilisées pour générer les métamodèles de cette étude.

La Figure 7-9 illustre la répartition des points d'expérience dans l'espace des paramètres.

Dans cet espace à huit dimensions, il est possible de constater la différence de densité de points entre la période A et la période B, par exemple dans le graphique « $^{235}\text{U} / ^{238}\text{Pu}$ » ou « $^{241}\text{Pu} / ^{242}\text{Pu}$ », où un petit groupe de configurations, qui correspond au combustible de la période A, se détache de la masse des configurations.

Sur les graphiques représentant la variation de plutonium 238 ou plutonium 242, des lignes verticales ou horizontales apparaissent. Il s'agit en fait des points du plan d'expérience utilisés dans le chapitre 6, qui ont des fractions massiques de plutonium 238 et de plutonium 242 constantes.

De la même manière, la relation entre le plutonium 241 et l'américium 241, qui pour rappel représente le délai entre la fabrication et le chargement du combustible, émerge lorsqu'on étudie la répartition des configurations dans l'espace « $^{241}\text{Pu} / ^{241}\text{Am}$ ».

En ce qui concerne la partie réacteur, nous travaillons ici avec un réacteur type EPR, qui reprend le plan de chargement et le fractionnement décrits dans la partie 1.1.3.

À ce sujet, il est important de relever que si le fractionnement employé dans TIRELIRE-STRATEGIE est un fractionnement au tiers, c'est-à-dire que l'on suppose que les assemblages combustibles réalisent trois cycles en réacteur avant d'être déchargés, et donc que le cœur est à chaque instant composé d'un tiers d'assemblages frais, d'un tiers d'assemblages ayant fait un cycle et d'un tiers d'assemblages ayant fait deux cycles.

Le fractionnement choisi pour nos calculs de cœur, représentés par nos métamodèles, est un fractionnement demi-tiers, seule une partie (la moitié dans notre cas spécifique) des assemblages ayant fait deux séjours en réacteur réaliseront un troisième cycle.

Ce choix dans le fractionnement du cœur va impacter la longueur de cycle calculée par COCAGNE, qui sera différente de celle avec laquelle travaille TIRELIRE-STRATEGIE. Néanmoins, bien que ce soit la longueur de cycle qui est prédite par les métamodèles, ce sera le *burn-up* moyen de décharge qui sera étudié par la suite. Ce dernier est en effet moins dépendant des hypothèses sur le fractionnement du cœur, et donc plus pertinent pour les comparaisons réalisées entre COCAGNE et TIRELIRE-STRATEGIE.

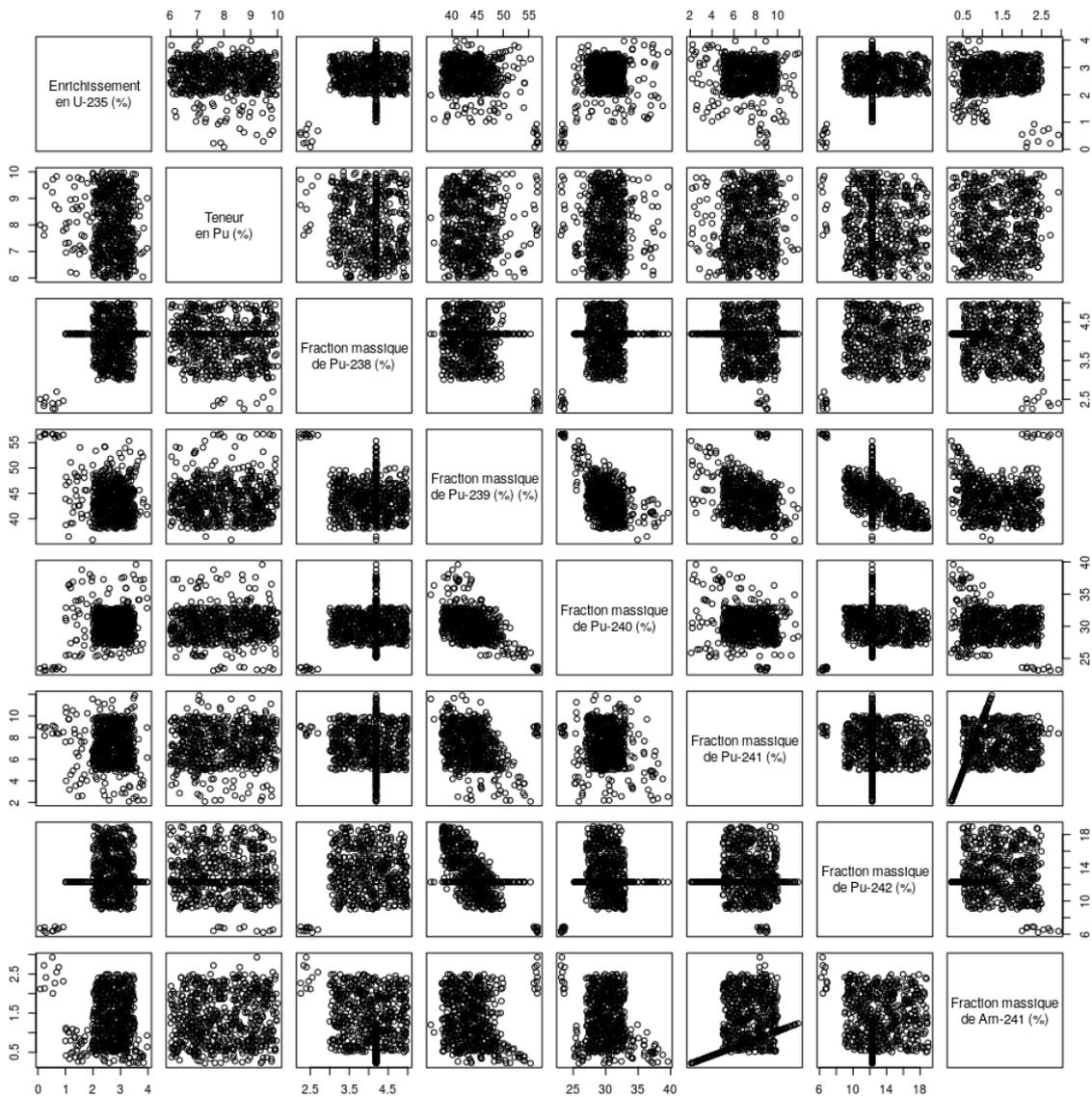


Figure 7-9 : Répartition des points du plan d'expérience dans l'espace à 8 dimensions.

7.5.1.2 Validation des métamodèles

Pour la validation du plan d'expérience, en plus de réaliser une validation croisée un contre tous, il a été décidé de comparer les prédictions obtenues par les métamodèles et les résultats obtenus par des calculs COCAGNE.

Le Tableau 7-3 regroupe les intervalles de confiances de différentes performances prédites par les métamodèles.

Les métamodèles construits par krigeage universel pour la prédiction des performances proposent des intervalles de confiance plus réduits que leurs homologues développés dans la partie 6.3. Ce résultat n'est pas surprenant, compte-tenu de l'utilisation de plans d'expérience plus riches en informations.

Tableau 7-3 : Caractéristiques des métamodèles associés aux observables prédites.

Observable prédite	Plage de variation du plan d'expérience			Intervalle de confiance		
	Min.	Moy.	Max.	σ	3σ	$\sigma/\text{Moy.}$
P_{Am} (kg/TWh)	0,62	1,96	3,28	0,004	0,012	0,20 %
P_{Cm} (kg/TWh)	0,78	1,37	1,66	0,003	0,008	0,22 %
P_{Np} (kg/TWh)	0,19	0,40	0,49	0,001	0,004	0,25 %
C_{Pu} (kg/TWh)	8,9	12,8	18,0	0,007	0,021	0,05 %
C_U (kg/TWh)	26,9	33,5	37,4	0,006	0,019	0,02%
C_B (ppm)	256	2022	3478	3	9	0,15 %
C_B^{AATBH} (ppm)	1497	3214	4637	2	6	0,06 %
L_{Cycle} (JEPP)	154	539	776	1	3	0,19 %
L_{Cycle} (MWj/t)	5 480	19 190	27 630	36	108	0,19 %
F_{xy}	1,462	1,501	1,589	0,004	0,012	0,3 %
CA	0,89	1,53	3,91	0,03	0,09	2 %

La construction et la validation des métamodèles permet l'étude des performances des gestions combustibles proposées par le scénario en cœur de réacteur. Cette étude portera sur un nombre limité d'observables, contrairement aux études réalisées dans les parties 5.2.4 et 6.4.

7.5.2 Etudes des performances des cœurs

Quatre performances des cœurs sont étudiées ici : le facteur de point chaud maximal, le *burn-up* de décharge, le coût amont et la marge d'antiréactivité à la vidange. Pour chaque année est représenté par des barres d'incertitudes l'écart-type de krigeage σ_K qui, nous le rappelons, est une indication de la précision de l'estimation réalisée par le métamodèle, autrement dit une mesure de la densité de l'information (ici du plan d'expérience) autour de la solution estimée (cf. 4.3.2).

7.5.2.1 Le facteur de point chaud maximal

La Figure 7-10 ci-dessous représente l'évolution du facteur de point chaud au cours du scénario de référence.

La première chose remarquable ici est le changement abrupt de valeurs entre le début et la fin du scénario. Cela correspond à la transition entre ce qui a été défini comme la période A et la période B du scénario, entre les années 2015 et 2052. Or

le plan de chargement sélectionné pour la génération des métamodèles a été optimisé pour des cœurs chargés avec du MIX.

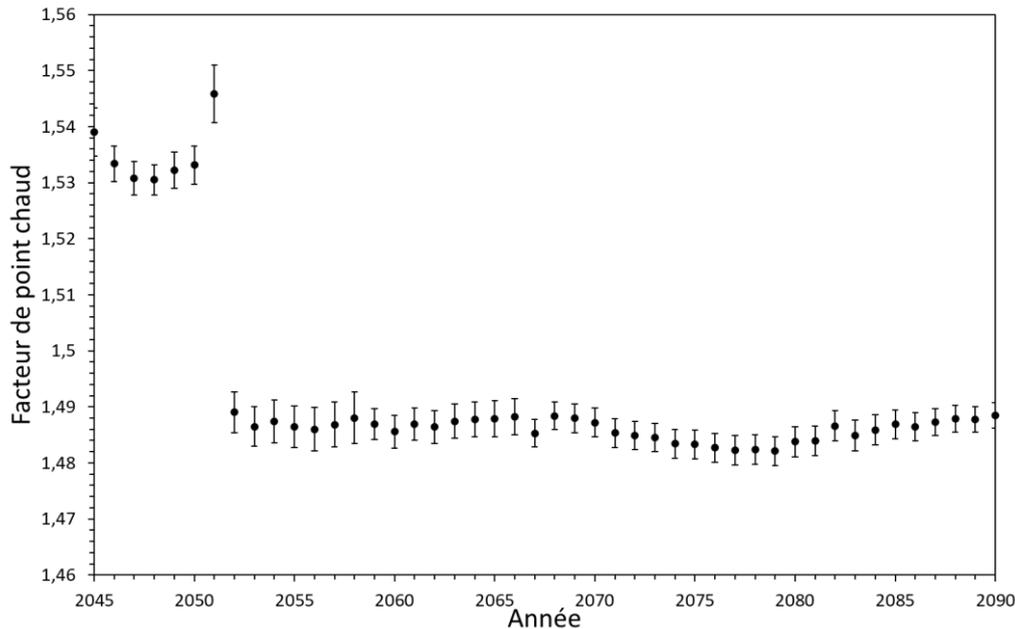


Figure 7-10 : Evolution du facteur de point chaud au cours du scénario de référence.

Comme sont juxtaposés dans le cœur des assemblages avec différentes irradiations, et donc différents k_{eff} , l'évolution de leur réactivité pendant leur irradiation influence la puissance qu'ils délivrent ainsi que, une fois ramené à l'échelle du cœur de réacteur, sur la nappe de puissance.

Dans un cœur complètement chargé avec du MIX à support en U_{nat} , la différence de réactivité entre des assemblages neufs et des assemblages ayant fait un cycle est relativement faible, notamment à cause de la propriété que le plutonium a de se régénérer au cours de son séjour en cœur, par captures successives sur l'uranium 238.

Pour rappel, le plan de chargement sélectionné pour cette étude, et présenté en partie 1.1.3.3, consiste en un centre composé d'un entrelacs d'assemblages neufs et de deuxième cycle, entouré par des assemblages neufs puis de troisième cycle. Dans cette situation, détaillée en partie 5.2.4.1, à la Figure 5-7, la nappe de puissance est bombée au centre du réacteur, ce qui résulte en des valeurs élevées pour le facteur de point chaud à l'échelle du crayon.

Les valeurs de facteur de point chaud estimées pendant la période A sont très élevées, en comparaison notamment avec ceux estimés pendant la période B.

7.5.2.2 Le *burn-up* de décharge

Une autre performance importante à regarder est le *burn-up* de décharge. Lié à la composition du combustible, notamment son enrichissement, il est analysé ici à travers la longueur de cycle. Ici, comme le plan de chargement du combustible choisi est du demi-tiers où chaque recharge est de 96 assemblages (cf. 1.1.3.3), un facteur 2,5 est appliqué à la longueur de cycle pour obtenir le *burn-up* de décharge.

L'évolution de la longueur de cycle et du taux d'irradiation moyen à la décharge au cours du scénario de référence sont illustrés en Figure 7-11.

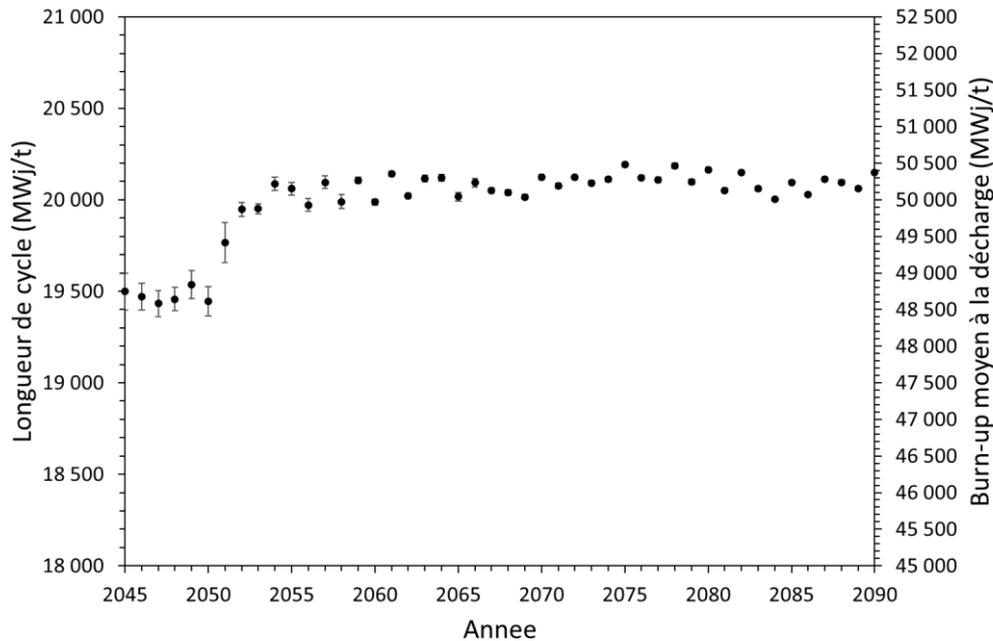


Figure 7-11 : Evolution de la longueur de cycle et du *burn-up* moyen de décharge au cours du scénario de référence.

Deux tendances cohabitent encore ici, une pour la période A, avec des longueurs de cycle oscillants autour de 19 500 MWj/t, soit un *burn-up* de décharge de 48 750 MWj/t, et une autre pour la période B, où la longueur de cycle est comprise entre 20 000 et 20 200 MWj/t, soit un *burn-up* de décharge variant entre 50 000 et 50 500 MWj/t, en valeur moyenne. Ces valeurs sont inférieures à la cible demandait au scénario, qui est de 51 800 MWj/t, mais, compte-tenu des incertitudes liées au calcul d'équivalence énergétique réalisé par TIRELIRE-STRATEGIE, restent cohérentes avec ce qui est attendu.

Au sujet des écarts-types de krigeage associés aux estimations réalisées par les métamodèles, leur valeur, représentée par des barres d'erreur, diminue au fil du scénario, illustrant la densification du plan d'expérience pour la période B du scénario, présentée en partie 7.5.1.

Le décalage entre la période A et la période B peut s'expliquer par l'utilisation d'un même plan de chargement tout au long du scénario. Ce dernier étant optimisé pour des assemblages MIX, il permet une meilleure gestion de la matière fissile disponible. Si le combustible MIX est remplacé par du MOX, la distribution radiale de puissance dans le cœur va se retrouver perturbée, et ce sont principalement les assemblages centraux qui vont contribuer à la production d'énergie. Le cœur, sollicitant trop son combustible en centre de réacteur et pas assez sur sa périphérie, finit par s'épuiser plus rapidement que s'il avait été chargé avec du MIX.

Ce phénomène ne peut pas être anticipé par ECRIN lors du calcul d'équivalence énergétique, puisque ce dernier se déroule à l'échelle cellule (crayon combustible et lames d'eau) en milieu infini, avec un niveau de fuites neutroniques fixé, et n'est donc pas sensible aux effets d'environnement, comme pour les calculs COCAGNE avec un plan de chargement réaliste du cœur.

7.5.2.3 Le coût amont

La Figure 7-12 illustre l'évolution du coût amont, encore normalisé à celui d'une gestion EPR MOX 30%, dans le scénario de référence.

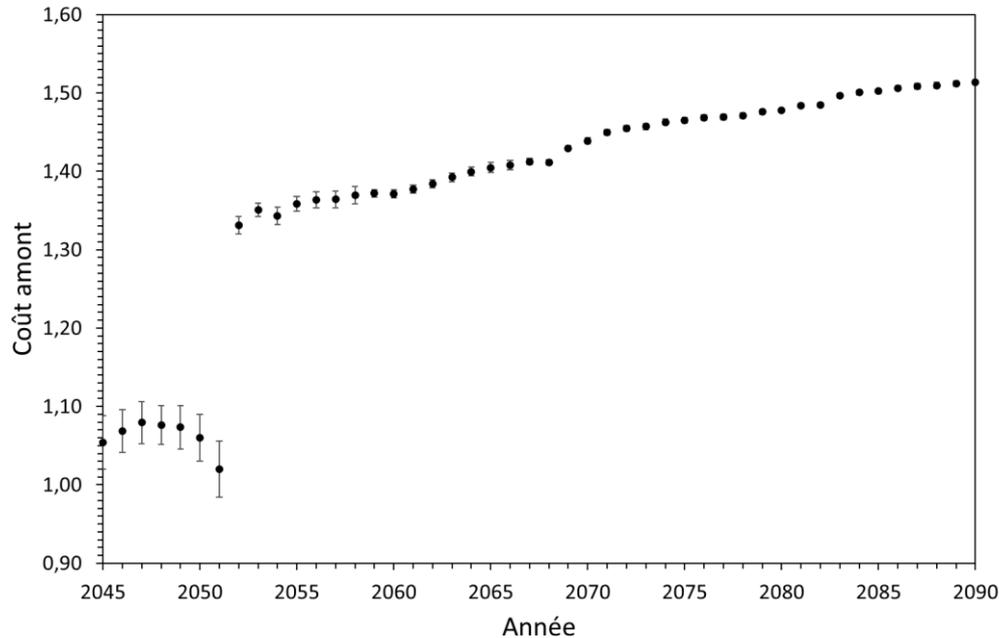


Figure 7-12 : Evolution du coût amont dans le scénario de référence.

Une fois de plus, les deux périodes du scénario se distinguent lors de l'étude de cette observable. Une différence de coût significative peut être constatée entre la période A et la période B, avec une hausse significative du coût amont pour cette dernière, et ce malgré un burn-up de décharge plus petit en période A. Cette hausse peut s'expliquer par l'enrichissement graduel en ^{235}U du combustible au cours du scénario (cf. Figure 7-8), qui augmente de 2,1 % à 3,1 % entre 2052 et 2090. À titre de comparaison, la teneur en uranium 235 du combustible pendant la période A ne dépasse pas les 0,7 %.

Or, nous avons vu dans la partie 6.4.1 (cf. Figure 6-7) que le coût amont et l'enrichissement en uranium 235 du combustible étaient fortement corrélés.

La partie 7.7.2 portera sur comment baisser, autant que possible, le coût amont du combustible au cours du scénario.

7.5.2.4 La marge de réactivité à la vidange

Les combustibles avec de fortes teneurs en plutonium peuvent, en cas de vidange du cœur et sous certaines conditions, redevenir critiques. Cette situation devant à tout prix être évitée, pour des raisons de sûreté du cœur, des marges d'antiréactivités à la vidange sont nécessaires pour la sûreté d'un réacteur nucléaire.

L'évolution de ces marges au cours du cycle est représentée en Figure 7-13 ci-dessous.

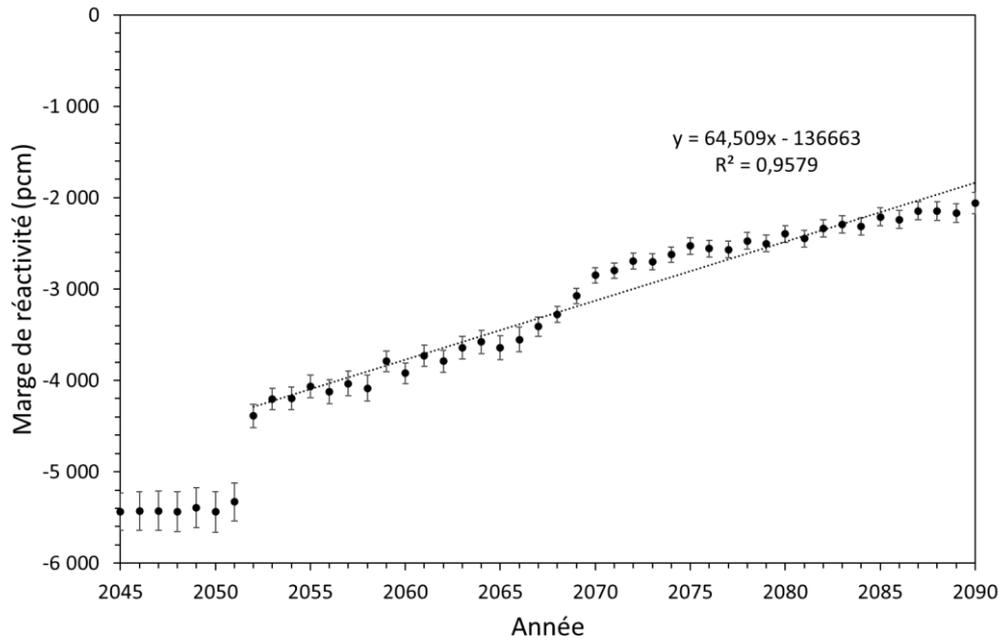


Figure 7-13 : Evolution de la marge de réactivité à la vidange pour le scénario de référence.

Les marges de réactivité à la vidange diminuent au cours du scénario, avec une progression notable entre la période A et la période B. Cette diminution des marges pendant le déroulement du scénario peut s'expliquer par la diminution progressive de la fraction de ^{238}U dans le combustible, remplacé petit à petit par de ^{235}U , pour des contraintes de longueur de cycle et de *burn-up* de décharge.

Ce phénomène, couplé à l'accumulation du ^{240}Pu dans le combustible au cours du multi-recyclage, illustrée en Figure 7-8, amène à une diminution des marges de réactivités disponibles en cas de vidange du réacteur.

Une régression linéaire est effectuée sur la période B. Elle permet d'estimer que pendant cette période la marge de réactivité à la vidange augmente d'environ 65 pcm par an. La marge de réactivité au cours du scénario étant bien inférieure à -2 000 pcm, la teneur en plutonium du combustible pourrait être augmentée pendant longtemps sans que cela ne pénalise la faisabilité du scénario.

Nous avons vu dans cette partie un premier apport des métamodèles pour éclairer les études de scénario et prédire les observables des réacteurs du scénario, en fonction du combustible avec lequel ils seraient chargés.

Les métamodèles créés pour cette étude ont nécessité la réalisation que plusieurs centaines de calculs de cœurs avec COCAGNE, ce qui peut paraître coûteux pour seulement une cinquantaine d'estimations réalisées.

Toutefois, les métamodèles créés sont réemployables, et l'étude réalisée ici sur le MIX 8 % aurait pu être refaite sur le scénario MIX 9,54 %, également présenté dans [77]. De plus, le grand intérêt de l'utilisation des métamodèles dans notre situation est de pouvoir créer des espaces de prédictions des performances des cœurs et d'y rechercher des surfaces de compromis et les configurations combustibles associées.

7.6 Etude de l'optimalité du scénario de référence

À partir des métamodèles créés dans la partie 7.5.1, il est possible de prédire les performances de plusieurs milliers de configurations différentes et, en les hiérarchisant, d'y extraire des surfaces de compromis.

Ces surfaces de compromis, sont des espaces d'explorations intéressants lors de la conception du combustible, puisqu'elles permettent d'apprécier les concepts les plus performants selon des critères définis, mais également de faire apparaître des pistes d'améliorations pour des concepts déjà existants.

Dans cette partie, nous discuterons tout d'abord la construction d'une telle surface de compromis, puis nous étudierons l'optimalité (au sens de la distance euclidienne) du scénario de référence par rapport à cette surface de compromis et enfin nous essaierons de déterminer des pistes d'améliorations pour corriger les insuffisances pointées dans la partie 7.5.2.

7.6.1 Construction de la surface de compromis

La première étape de ce travail consiste en la définition d'une nouvelle surface de compromis qui représente le meilleur compromis entre le cout amont et le facteur de point chaud pour le plus large panel de combustibles MIX possibles.

Nous rappelons que le scénario de référence se décompose en deux périodes A (support en U_{nat}) et B (support en UNE). La période B couvrant la majorité, nous nous restreindrons à cette période pour l'étude de l'optimalité du scénario de référence.

Les solutions qui sont d'intérêt ici sont celles qui minimisent à la fois le facteur de point chaud et le coût amont (à noter que, contrairement aux chapitres 5 et 6, la longueur de cycle est ici fixée par le scénario).

Il s'agit de paramètres antagonistes, comme montré en partie 6.4.3. En effet la minimisation du coût amont est favorisée par des configurations avec de fortes teneurs en plutonium et de faibles enrichissement en ^{235}U , comme étudié en partie 6.4.1 (Figure 6-7). Le facteur de point chaud est quant à lui minimisé pour des configurations à l'enrichissement en ^{235}U élevé et à la teneur en Pu faible comme détaillé en partie 5.2.4.1 (Figure 5-6).

Tableau 7-4 : Contraintes appliquées aux solutions formant le front de Pareto.

Performance	Contrainte
$\Delta\rho_{vidange}$ (pcm)	< -2000
Longueur de cycle (MWj/t)	$20\,000 < L_{Cycle} < 21\,000$

Les contraintes sélectionnées en Tableau 7-4 forcent les solutions qui constituent le front de Pareto à respecter le critères de *burn-up* de décharge imposé au scénario, via une contrainte sur la longueur de cycle.

Couplé à la marge de réactivité nécessaire en cas de vidange, cela va exclure les solutions qui ne répondent pas aux performances attendues pour l'étude de scénario.

7.6.2 Comparaison du scénario au front de Pareto

Le front de Pareto, qui minimise CA et F_{xy} est tracé en Figure 7-14. Dans cet espace de prédiction est également positionné la période B du scénario de référence.

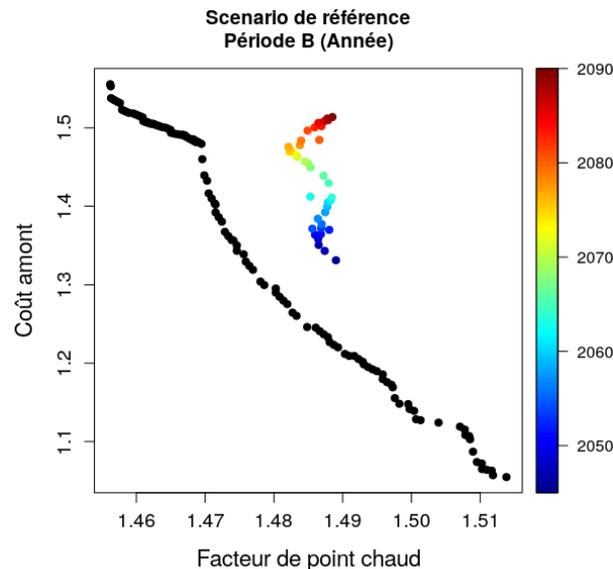


Figure 7-14 : Comparaison entre les solutions formant le front de Pareto, en noir, et celles issues du scénario de référence, en couleur.

La Figure 7-14 montre que les solutions du scénario de référence ne se situent pas sur le front de Pareto et en sont plutôt même éloignées. Cela n'est pas une surprise, le scénario de référence n'a pas été conçu pour minimiser les critères sélectionnés pour cette étude. De plus, au cours du scénario, les solutions semblent s'éloigner du front de Pareto au fur et à mesure des années, leur distance à ce dernier semblant augmenter avec le temps, ce qui peut s'expliquer au regard de la Figure 7-12, où l'augmentation de CA en fonction du temps est observable.

Pour mesurer cette distance, une métrique est définie ici, qui permet de mesurer l'écart à l'optimalité d'une solution. Il s'agit de la mesure minimale de la distance entre une solution donnée et le front de Pareto, ou, plus rigoureusement, entre une solution et l'hyperplan de compromis de l'espace auquel elle appartient. Cette distance euclidienne est nommée distance au compromis et est notée d .

Elle est formulée ici dans un espace à 2 dimensions, mais est immédiatement généralisable :

$$d_j = \min_{i \in \text{Pareto}} \left(\sqrt{\|\tilde{\mathbf{S}}_j - \tilde{\mathbf{P}}_i\|} \right)$$

avec, dans la situation où le front de Pareto minimise les performances x et y :

- \mathbf{P}_i un point du front de Pareto, identifié par ses coordonnées P_x et P_y , dans l'espace $(F_{xy}; CA)$;
- \mathbf{S}_j un point du scénario, identifié par ses coordonnées S_x et S_y , dans l'espace $(F_{xy}; CA)$;
- $\tilde{\mathbf{P}}_i$ le même point que \mathbf{P}_i , mais exprimé en coordonnées adimensionnelles, tel que :
-

$$\tilde{\mathbf{P}}_i = \left(\frac{P_x - P_{x,\min}}{P_{x,\max} - P_{x,\min}}; \frac{P_y - P_{y,\min}}{P_{y,\max} - P_{y,\min}} \right)$$

avec

$$\begin{aligned} P_x &= P_{x,\min} + \eta(P_{x,\max} - P_{x,\min}) \\ P_y &= P_{y,\min} + \zeta(P_{y,\max} - P_{y,\min}) \text{ et } (\eta, \zeta) \in [0; 1] \end{aligned}$$

- $\tilde{\mathbf{S}}_j$ le même point que \mathbf{S}_j , mais exprimé en coordonnées adimensionnelles de la même manière que $\tilde{\mathbf{P}}_i$:
-

$$\tilde{\mathbf{S}}_j = \left(\frac{S_x - P_{x,\min}}{P_{x,\max} - P_{x,\min}}; \frac{S_y - P_{y,\min}}{P_{y,\max} - P_{y,\min}} \right)$$

La distance euclidienne minimale d_j , obtenue pour la solution j , permet de mesurer son optimalité, ici sa distance au front de Pareto. Afin de ne pas favoriser une direction de l'espace, qui parfois met en relation des grandeurs physiques d'amplitudes et d'ordres de grandeur différents, chaque direction est normalisée par la distance entre les coordonnées minimales et maximales de l'espace étudié. Dans notre cas, le domaine variation du front de Pareto sur les paramètres x et y inclue le domaine de variation des solutions du scénario, ce qui nous permet réaliser la normalisation des distances sur l'amplitude de variation du front.

Il est ainsi possible d'obtenir une mesure non biaisée de la distance minimale d'une solution à la surface de compromis.

La Figure 7-15 illustre comment évolue la distance au compromis pour une solution, par rapport au front de Pareto présenté dans la Figure 7-14.

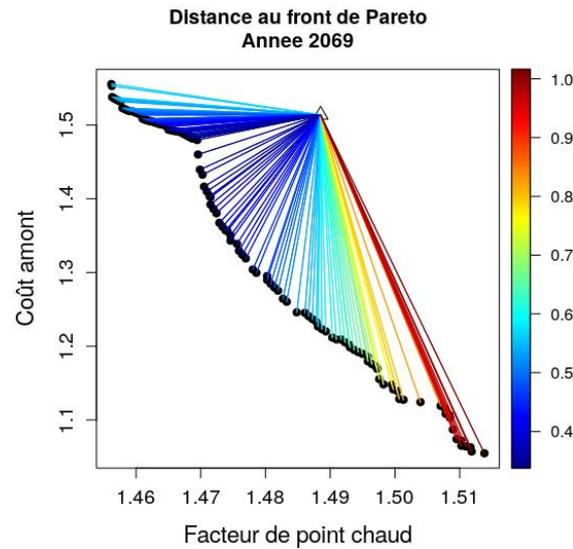


Figure 7-15 : Evolution de la distance au compromis pour une année, représentée par un triangle.

Cette opération est répétée pour chaque année du scénario. Nous pouvons ainsi savoir comment évolue la distance au front de Pareto.

Cette évolution est représentée en Figure 7-16 :

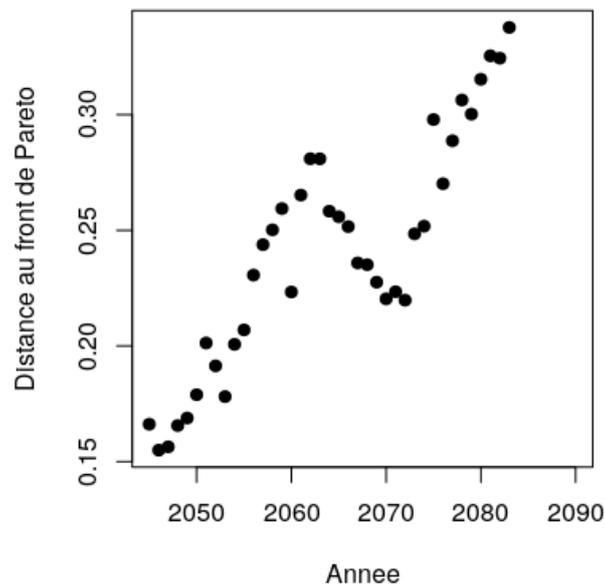


Figure 7-16 : Evolution de la distance au front de Pareto en fonction de l'année du scénario.

Hormis entre les années 2060 et 2070, à cause d'une baisse du facteur de point chaud (cf. Figure 7-10 et Figure 7-14), nous constatons que la distance au compromis augmente avec le temps.

L'augmentation globale de la distance au compromis peut être comprise au travers des études réalisées dans le chapitre 6. Nous avons vu que le facteur de point chaud dépend de l'enrichissement du combustible en ^{235}U , de sa teneur en plutonium et de son isotopie. Plus un combustible MIX est enrichi ^{235}U , plus son facteur de point chaud est faible (cf. Figure 5-6). De même, le plan de chargement

ayant été optimisé pour une certaine qualité fissile, le facteur de point chaud dépend d'une certaine isotopie (cf. Figure 6-11).

Ainsi, pour le combustible du scénario, le facteur de point chaud augmente pour des qualités fissiles trop faibles ou trop élevées. Or cette dernière varie pendant le scénario, et passe par des minimums locaux, rapprochant la solution concernée de la surface de compromis, ce qui explique la diminution de d entre les années 2060 et 2070.

Le même raisonnement ne peut pas être étendu au coût amont qui, à teneur en plutonium et *burn-up* de décharge fixé, dépend uniquement de l'enrichissement en ^{235}U , qui augmente pendant le scénario (cf. 3.2.6).

Il nous est désormais possible de savoir à quelle distance le scénario se trouve du front de Pareto. Nous pouvons explorer les configurations adjacentes à celle du scénario, calculer leur distance au front de Pareto, et de déterminer finement quels leviers permettent d'améliorer les performances en cœur.

7.6.3 Exploration des configurations environnantes

Dans les études scénario, la variation de la composition isotopique est une contrainte liée à l'historique du combustible, il n'est donc pas possible de la faire varier. Par contre, il est possible d'atteindre le *burn-up* de décharge ciblé en faisant évoluer l'enrichissement en ^{235}U ou la teneur en plutonium.

Nous décidons alors d'explorer les performances des combustibles suivantes. Nous prenons trois vecteurs isotopiques, correspondant aux années 2055, 2063 et 2080, afin de pouvoir couvrir l'ensemble de la période B. Ces trois années correspondent au milieu des trois plateaux qui peuvent être observés sur la variation au cours du scénario de référence de la fraction isotopique de plutonium 239 (cf. Figure 7-8). Les caractéristiques des combustibles de ces trois années sont résumées dans le Tableau 7-5 et le Tableau 7-6.

Tableau 7-5 : Isotopie du plutonium, pour les trois années étudiées.

Fraction massique (%)	Vecteur 2055	Vecteur 2063	Vecteur 2080
^{238}Pu	3	3,2	3,6
^{239}Pu	48,5	47,4	41,1
^{240}Pu	31,4	32	31,9
^{241}Pu	5,9	5,9	9,4
^{242}Pu	10,5	10,8	12,7
^{241}Am	0,7	0,7	1,3

Tableau 7-6 : Grille d'exploration utilisée.

Variable d'optimisation	Min.	Max.	Pas
^{235}U (%)	1	4	0,01
Pu (%)	6	10	0,01

À partir des prédictions de ces configurations, il est possible d'étudier l'évolution de la distance au front de Pareto en fonction de la variation d'enrichissement en uranium 235 et de la teneur en plutonium. Nous créons donc trois grilles d'explorations, auxquelles les contraintes présentées dans le Tableau 7-4 sont appliquées.

La répartition de la distance au front de Pareto des solutions constituant les trois grilles d'exploration est représentée dans la Figure 7-17.

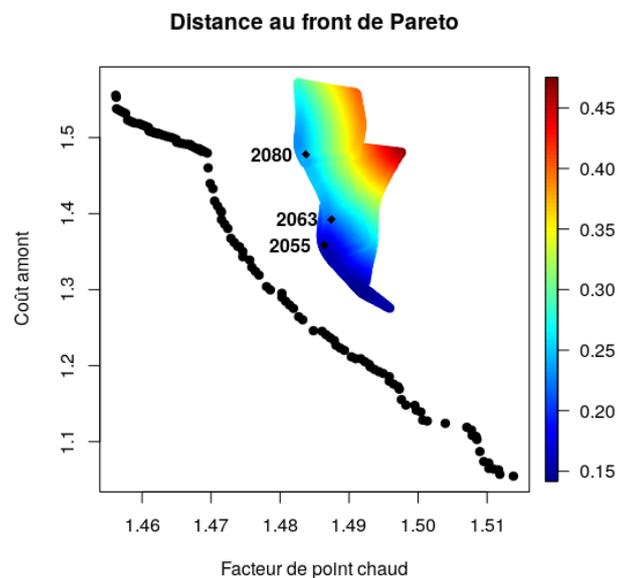


Figure 7-17 : Répartition de la distance au front de Pareto pour les grilles d'exploration des trois vecteurs étudiés.

Nous constatons que pour chacun des vecteurs étudiés, il est possible d'obtenir des solutions plus proches du front de Pareto et donc d'obtenir de meilleures performances, en comparaison de ce que le scénario proposait initialement.

La répartition de la distance au front de Pareto, dans l'espace des variables d'optimisation $^{235}\text{U}/\text{Pu}$, pour les années 2055, 2063 et 2080, est donnée respectivement dans la Figure 7-18.

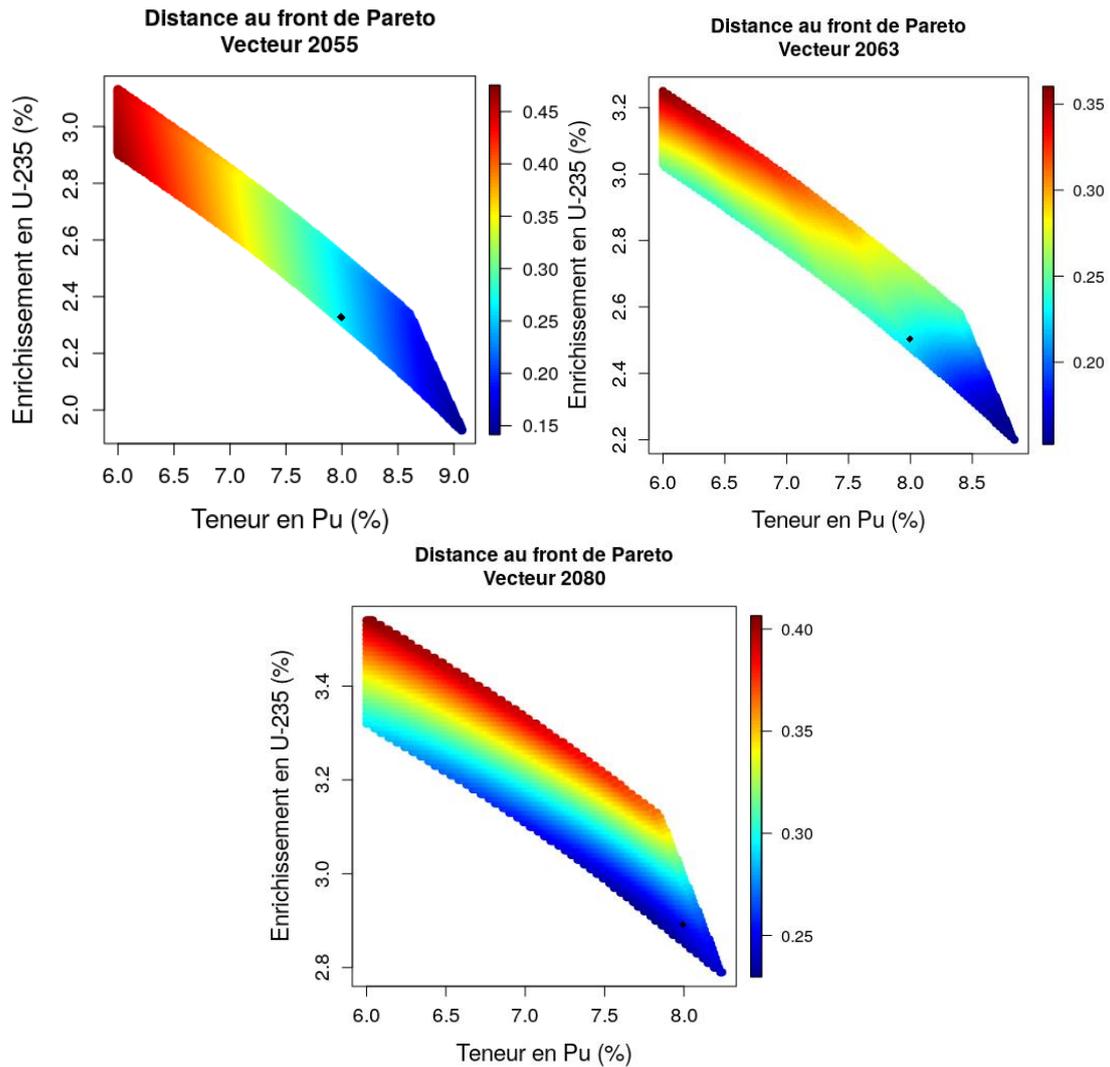


Figure 7-18 : Prédiction de la distance au front de Pareto dans l'espace des paramètres : « Pu / ^{235}U », pour les vecteurs isotopiques 2055 (haut ; gauche), 2063 (haut ; droite) et 2080 (bas).

Sur chacune de ces figures, la position de la gestion combustible correspondant au scénario de référence est représentée par un losange noir. Il est possible à chaque fois de constater que la distance au front de Pareto peut être réduite en jouant sur l'enrichissement en ^{235}U ou la teneur en plutonium.

Pour les trois vecteurs présentés, la manière qui semble être la plus pertinente pour diminuer la distance au front de Pareto est d'avoir un enrichissement en ^{235}U inférieur à celui du scénario de référence et une teneur en plutonium supérieure à la teneur de 8 % du scénario de référence.

Cette analyse montre, au moins pour ces trois années, que de meilleures configurations existent pour le combustible MIX, qui permettent d'améliorer la sûreté des réacteurs nucléaire et diminuer le coût de la gestion combustible. Toutefois, il ne s'agit ici que d'une évaluation des performances des gestions combustibles à certaines années du scénario et non d'une optimisation à proprement parler.

7.7 Optimisation du scénario de référence

Nous avons montré dans la partie précédente qu'il était possible d'améliorer les performances économiques du combustible et la sûreté du réacteur. Dans cette partie, le scénario de référence, présenté en partie 7.3, sera modifié avec l'aide des outils d'optimisation et d'évaluation présentés dans les chapitres 5 et 6, dans l'objectif de diminuer le facteur radial de point chaud et le coût amont.

7.7.1 Optimisation de la période A : Réduction du facteur de point chaud

En section 7.5.2.1, la Figure 7-10 montre une hausse du facteur de point chaud pour la période A, qui dure de 2045 à 2051 (inclus) à un niveau élevé ($F_{xy} > 1,50$). Cette situation peut notamment s'expliquer par un plan de chargement non adapté au combustible utilisé en réacteur à ce moment du scénario.

Deux leviers sont alors disponibles pour améliorer la sûreté du cœur et diminuer le facteur de point chaud : un changement du plan de chargement des EPR pour la période A, mieux adapté à des cœurs 100 % MOX avec support en U_{nat} , ou une diminution de la quantité de matière fissile dans le combustible, donc une baisse de la teneur en plutonium ou un changement de support en uranium, par exemple en travaillant avec de l'uranium naturel ou appauvri à la place d'uranium faiblement enrichi, au prix d'un *burn-up* de décharge plus petit.

C'est cette approche que nous retiendrons pour cette optimisation.

Nous étudierions tout d'abord l'évolution du facteur de point chaud dans l'espace des paramètres « $^{235}U / Pu$ », avec pour le combustible une isotopie fixée, qui est l'isotopie moyenne du plutonium pendant la période A.

Puis une configuration type sera sélectionnée. Elle devra permettre de baisser le facteur de point chaud à 1,50 ($F_{xy} \leq 1,50$).

Enfin un nouveau scénario sera proposé, il reposera sur le scénario de référence, mais avec une période A répondant aux critères de sûreté en réacteur.

7.7.1.1 Cartographie du facteur de point chaud

La plage de variation du vecteur isotopique du Pu pendant la période A est plutôt étroite. Cette stabilité dans la composition isotopique du combustible permet la construction d'un vecteur Pu « moyen », représentatif de l'isotopie du combustible pendant la période A. Son isotopie ainsi que la plage de variation du plutonium de la période A sont présentés dans le Tableau 7-7.

Tableau 7-7 : Plage de variation de l'isotopie du plutonium pendant la période A et isotopie du vecteur plutonium « moyen ».

Isotope	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am	Q_{Pu}
Min. (%)	2,4	56,0	23,3	8,3	6,3	2,3	64,4
Max. (%)	2,5	56,8	23,9	8,9	6,6	2,6	65,7
Moyen (%)	2,5	56,3	23,7	8,5	6,5	2,5	64,8

Pour cette cartographie du facteur de point chaud, il est décidé de travailler avec la grille d'enrichissement suivante.

Tableau 7-8 : Grille de prédiction utilisée pour la cartographie du facteur de point chaud maximal, pour la période A.

Enrichissement	Minimum	Maximum	Pas
^{235}U	0,2	2	0,01
Pu	6	8	0,01

Ici nous travaillons avec une grille d'exploration se focalisant sur les faibles enrichissement, avec en limite basse 0,2 % de ^{235}U . Ceci correspond à la fraction présente de ^{235}U dans l' U_{app} , limite considérée dans notre étude.

Ainsi, nous laissons la possibilité au combustible d'évoluer entre un support enrichi, et donc d'être un MIX, ou un support appauvri.

La plage de variation en Pu permet quant à elle de diminuer le *burn-up* de décharge accessible et donc le facteur de point chaud maximal.

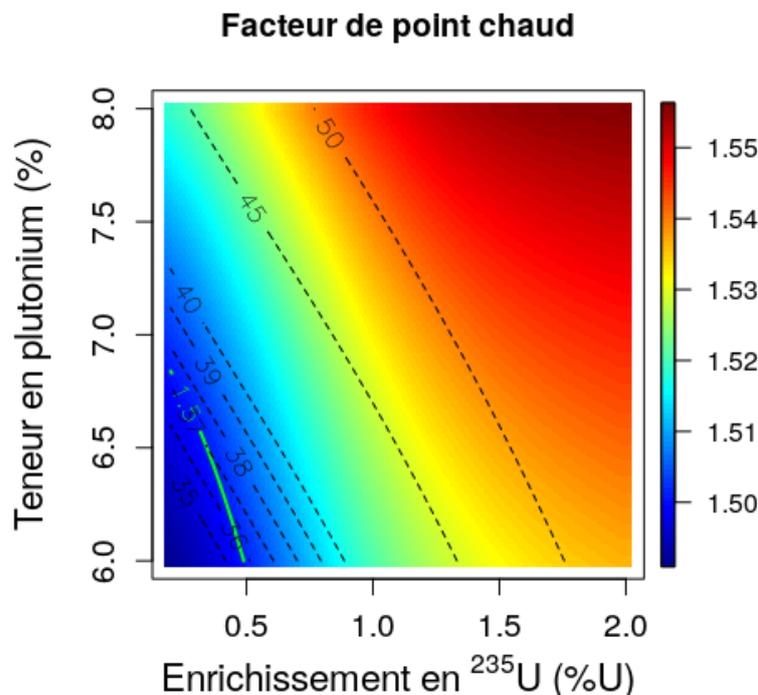


Figure 7-19 : Prédiction de F_{xy} pour le vecteur Pu « moyen » dans l'espace des paramètres « $^{235}\text{U} / \text{Pu}$ ».

En plus de la distribution de F_{xy} , deux familles d'isocourbes différentes sur la Figure 7-19. La première représentée, en vert, est l'isocourbe des $F_{xy} = 1,50$. La seconde, symbolisée par une courbe pointillée noire, correspond à différentes valeurs du *burn-up* de décharge (exprimé ici pour des raisons de lisibilité en GWj/t et non pas en MWj/t). La cible d'optimisation est une configuration située sur ou en dessous de l'isocourbe $F_{xy} = 1,50$, qui maximise le *burn-up* de décharge.

Le premier enseignement de la Figure 7-19 est que maintenir un *burn-up* de décharge égal à 50 000 MWj/t et travailler avec des valeurs maximales pour le facteur de point chaud inférieures à 1,50 est impossible, dans la plage de variation

choisie (cf. Tableau 7-8). Atteindre des facteurs de point chauds acceptables requiert de relâcher la contrainte sur le *burn-up* de décharge. En procédant ainsi, il est possible d'atteindre des valeurs de facteur de point chaud acceptables. Ainsi, en diminuant la valeur du *burn-up* de décharge de 50 000 MWj/t à environ 37 000 MWj/t, il est possible d'atteindre des valeurs inférieures à 1,50.

La configuration qui maximise le *burn-up* de décharge tout en respectant le facteur de point chaud est détaillé dans le Tableau 7-9.

Tableau 7-9 : Caractéristiques et performances de la solution optimale retenue pour la période A.

Caractéristiques	Valeur
Enrichissement en ²³⁵ U (%)	0,21
Teneur en Pu (%)	6,82
Performances	Valeur
<i>Burn-up</i> de décharge (MWj/t)	37 380
Facteur de point chaud	1,499

Cette nouvelle configuration pour la gestion combustible propose de travailler avec un combustible à support en uranium appauvri et avec une teneur en plutonium bien inférieure aux 8 % initiaux. Ce nouveau combustible s'apparente à du MOX avec une faible teneur en plutonium, ce qui est cohérent avec les longueurs de cycle qu'il peut atteindre.

7.7.1.2 Impact de la nouvelle gestion combustible sur les performances en cœur

Le nouveau combustible mise au point dans la partie précédente est injecté dans TIRELIRE-STRATEGIE. L'approche ici étant de perturber le moins possible le scénario de référence. Aussi, ce nouveau combustible n'est déployé en réacteur que pendant la période s'écoulant de 2045 à 2052. À partir de l'année 2053, le scénario retourne à la gestion MIX 8 %, soit celle du scénario de référence.

Cependant, des problèmes de convergence dans ECRIN nous ont obligé à modifier légèrement la teneur en plutonium du combustible, de 6,82 % à 6,90 %, et de rehausser légèrement la cible du *burn-up* de décharge, désormais de 38 500 MWj/t.

Ce nouveau scénario est nommé « scénario optimisé n°1 ». Une comparaison entre ce dernier et le scénario de référence, au regard du facteur de point chaud, est disponible dans la Figure 7-20 ci-dessous.

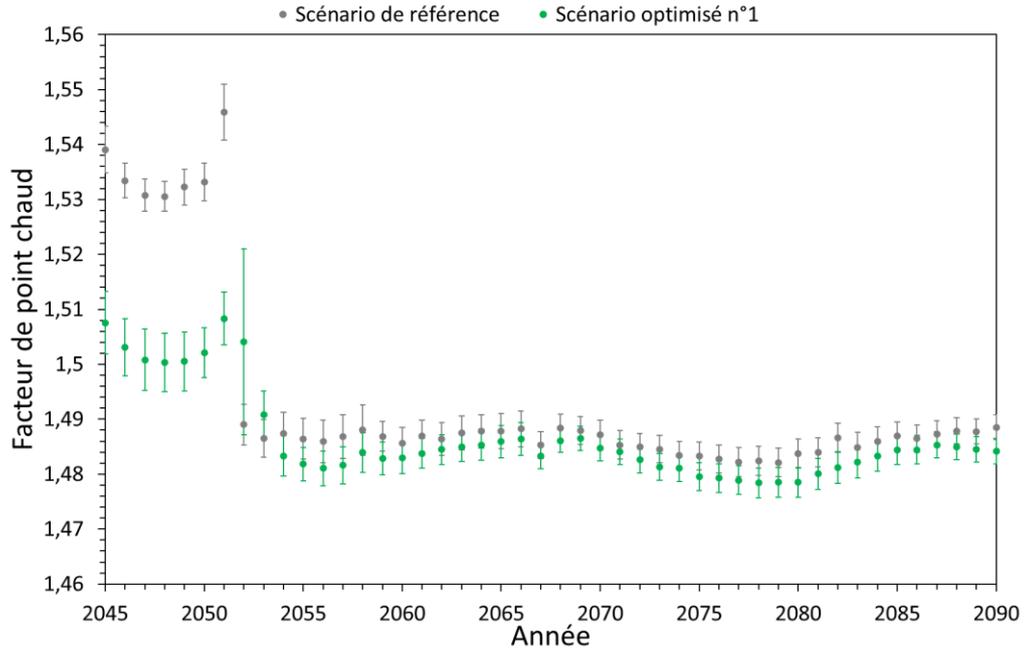


Figure 7-20 : Evolution de F_{xy} pour le scénario de référence, en gris, et le scénario optimisé n°1, en vert.

Comme attendu, le nouveau scénario proposé se révèle avoir de meilleures performances, au regard du facteur de point chaud maximal.

Les valeurs obtenues restent cependant légèrement supérieures à celles attendues. La principale raison de cette augmentation est la hausse de la teneur en plutonium et du *burn-up* de décharge ciblée, par rapport à l'optimum.

À noter que pour l'année 2052, du fait d'une configuration non incluse dans les plans d'expériences développés, l'écart-type local de krigeage est pour cette configuration plus élevé que pour les autres points du scénario.

La réduction de la longueur de cycle pendant cette première période induit une demande d'assemblages combustibles plus élevée. Les usines de traitement du combustibles atteignent alors leur capacité maximale de 800 t/an (cf. Figure 7-7). Ceci réduit la disponibilité du combustible MIX et limite la quantité de réacteurs qu'il est possible de charger avec. Cette différence de déploiement est illustrée dans la Figure 7-21 ainsi que dans le Tableau 7-10.

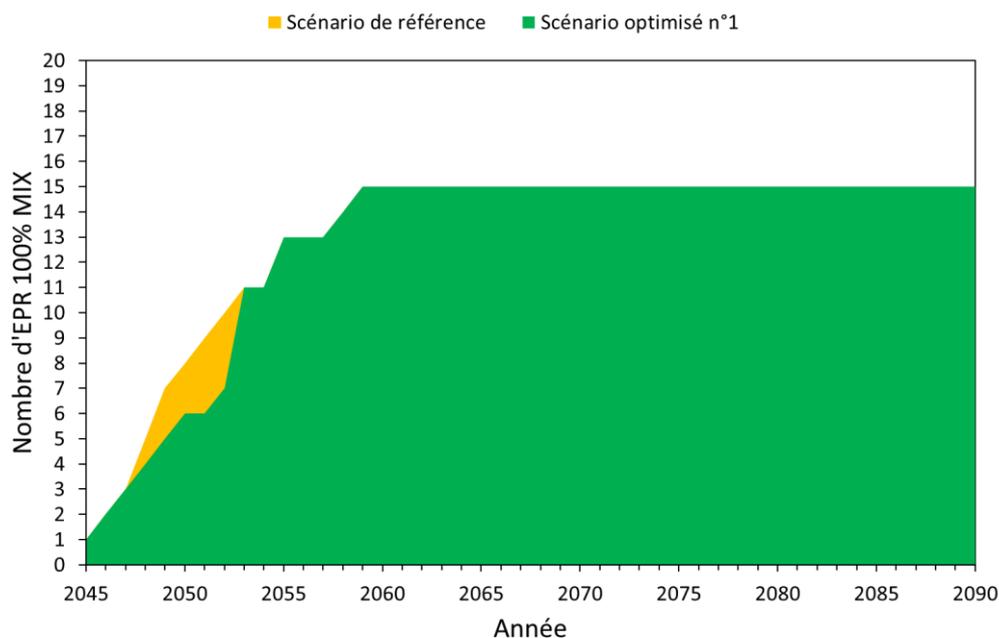


Figure 7-21 : Déploiement des EPR chargés en MIX pour le scénario standard et le scénario optimisé n°1.

Tableau 7-10 : Déploiement des tranches EPR MIX pour les deux pour le scénario standard et le scénario optimisé n°1.

Année	Scénario de référence	Scénario optimisé n°1
2045	1	1
2046	2	2
2047	3	3
2048	5	4
2049	7	5
2050	8	6
2051	9	6
2052	10	7
2053	11	11

Du fait des limites des capacités de traitement atteintes et d'une demande plus forte en assemblages combustibles MIX, le scénario optimisé n°1 ralentit le déploiement du combustible MIX dans les réacteurs EPR. Dans ce nouveau scénario, la période A voit 6 puis 7 réacteurs EPR être chargés en combustible avec support appauvri. Ceci dure jusqu'à l'année 2052 où le nombre de centrales chargées en MIX remonte progressivement pour rejoindre celui du déploiement du scénario de référence, c'est-à-dire 11 réacteurs en 2053.

La diminution du *burn-up* de décharge, de la baisse de la teneur en plutonium en combustible un déploiement plus lent du MIX dans les réacteurs diminue la vitesse de consommation du plutonium de bonne qualité. Cette diminution fait que

la période A, qui regroupe les combustibles avec un support en uranium faiblement enrichi (cf. 7.4.1) est prolongée d'une année dans le scénario optimisé n°1.

La Figure 7-22 montre la différence de *burn-up* de décharge, donc de longueur de cycle, tandis que la Figure 7-23 montre l'évolution de l'enrichissement en ^{235}U .

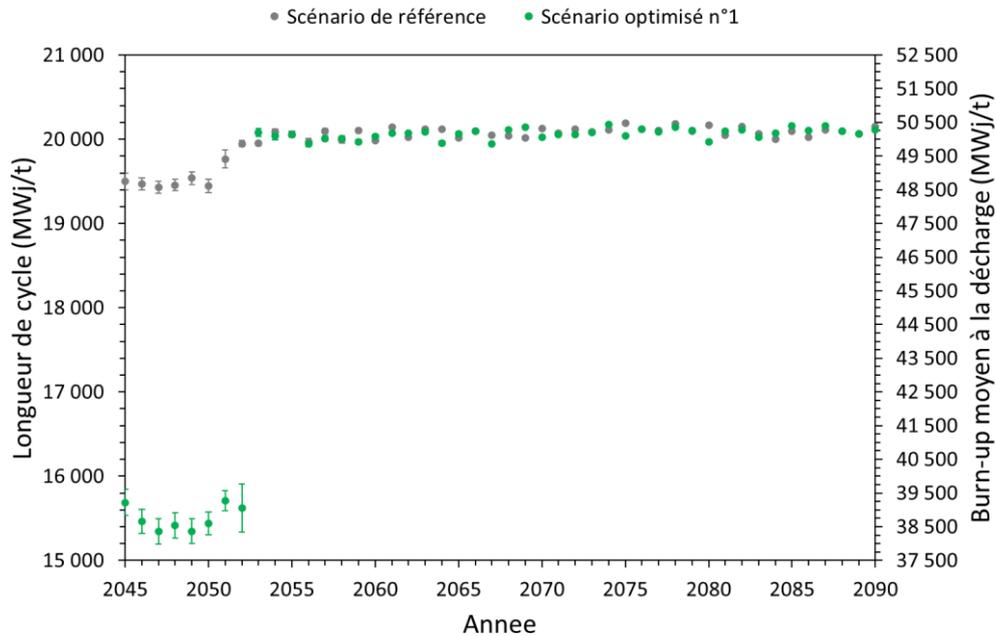


Figure 7-22 : Evolution de la longueur de cycle au cours du temps et du *burn-up* moyen de décharge, pour les scénarios de référence et optimisé n°1.

Compte-tenu des contraintes qui lui sont imposées, le scénario optimisé n°1 a un *burn-up* de décharge pour sa période A qui oscille autour de 38 500 MWj/t.

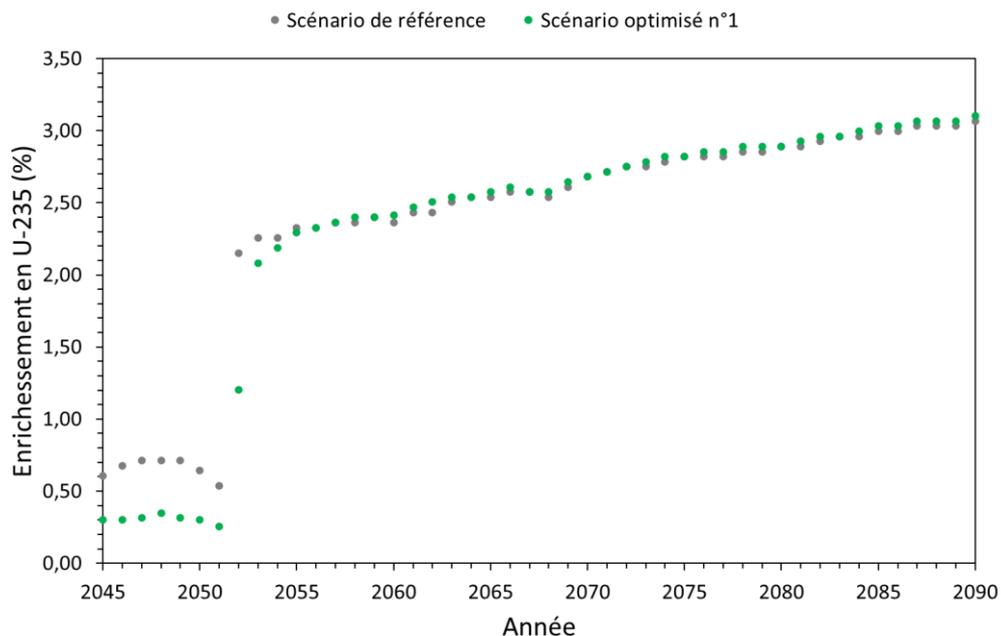


Figure 7-23 : Evolution de l'enrichissement en ^{235}U du combustible MIX au cours du temps pour les scénarios de référence et optimisé n°1.

L'enrichissement en ^{235}U est d'environ 0,3 % pendant la période A du scénario optimisé n°1, contre 0,6 % à 0,7 % pour le scénario de référence.

Pendant l'année 2052, pour tenir le *burn-up* de décharge ciblé, TIRELIRE-STRATEGIE enrichit le combustible MIX à 1,20 %. Cette hausse de l'enrichissement est due à la dégradation du vecteur isotopique (ce vecteur est représenté ci-après sur la Figure 7-31). L'année 2052 s'avère être une année de transition entre un plutonium de bonne qualité, issue du combustible UOX et un plutonium de qualité moindre, obtenu à partir des premiers combustible MOX retraités, les usines ayant démarré en 2047 (cf. Figure 7-7). Cette configuration fait que l'année 2052 se retrouve éloignés des points du plan d'expérience, ce qui lui donne un écart-type de krigeage élevé. Dès lors, cette valeur sera toujours plus élevée pour les observables estimée en 2052 que pour les autres années.

Compte-tenu de la réduction de l'enrichissement en ^{235}U et de la teneur en plutonium du combustible, dont les impacts sur la réactivité en cas de vidange ont été discutés en partie 6.4.1, les marges de réactivité en cas de vidange s'améliorent nettement pendant la période A pour le scénario optimisé n°1 que pour le scénario de référence. Leur évolution est représentée dans la Figure 7-24.

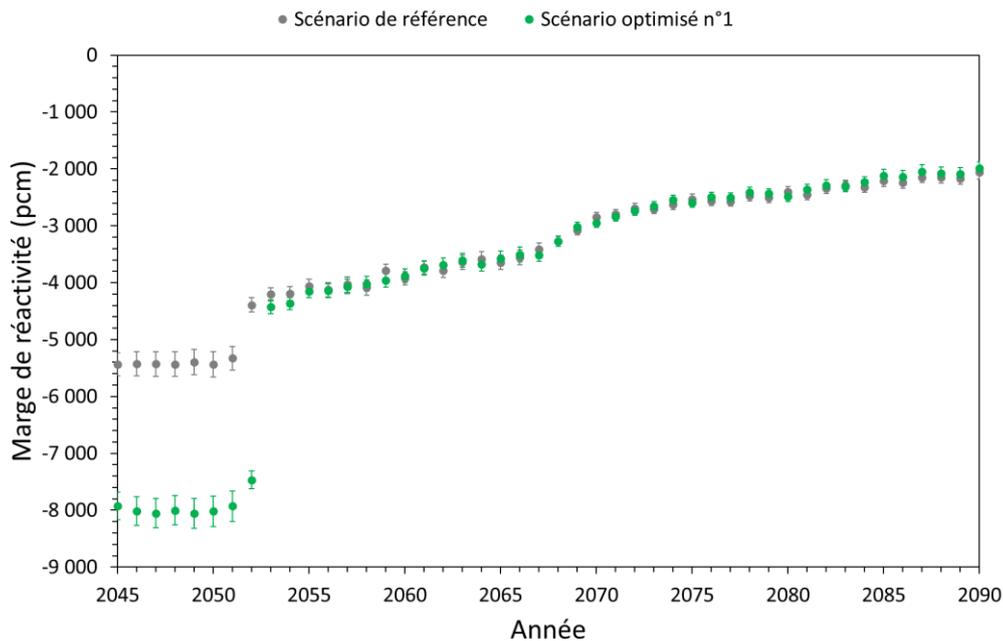


Figure 7-24 : Evolution de la marge de réactivité au cours du temps pour le scénario pour les scénarios de référence et optimisé n°1.

Le coût amont du combustible et son évolution au cours du temps pour les deux scénarios, est présenté dans la Figure 7-25.

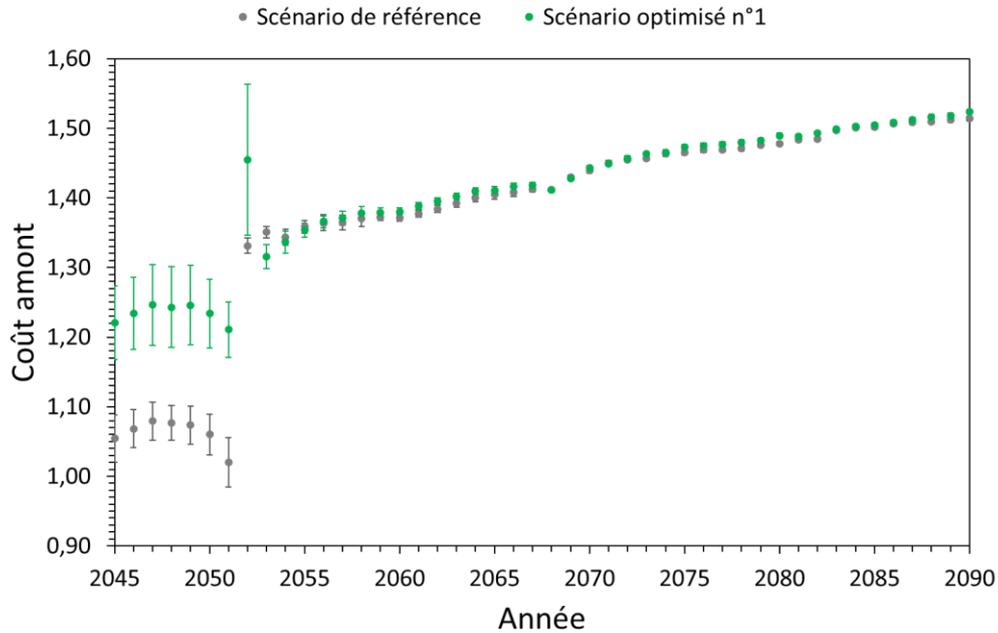


Figure 7-25 : Evolution du coût amont au cours du temps pour le scénario pour les scénarios de référence et optimisé n°1.

Modifier l'enrichissement du combustible en ^{235}U à la baisse a des conséquences antagonistes sur son coût. En effet, la baisse d'enrichissement en ^{235}U , et donc la réduction de coût de fabrication du combustible qui s'ensuit, ne permet pas de pallier la hausse du coût lie à la diminution du *burn-up* de décharge, donc la baisse de l'énergie extraite du combustible, ce qui résulte en une hausse globale du cout amont du combustible pendant cette période.

Cette nouvelle configuration présente cependant l'intérêt d'atteindre des facteurs de points chauds plus acceptables que pour le scénario de référence. Cependant, cela se fait au prix d'une hausse significative du coût amont par rapport au scénario de référence pendant la période A.

S'il nous a été impossible de réduire le coût amont du combustible pendant la période A, l'utilisation de plutonium de moins bonne qualité fissible pendant la période B ne pose plus problème, grâce à des valeurs de F_{xy} plus basses, comme explicité en Figure 7-20. Ceci ouvre la voie à une potentielle optimisation du coût amont du combustible qui reposerait sur des variations de sa teneur en plutonium.

7.7.2 Optimisation de la période B : Diminution du coût amont

L'enjeu désormais est de chercher à diminuer le coût amont du combustible. Pour ce faire, nous réalisons tout d'abord une étude de l'évolution du coût amont dans l'espace des paramètres en début, milieu et fin de scénario, qui fera écho à ce qui a été étudié en partie 7.6.3, puis, à partir de variations de la teneur en plutonium, nous chercherons à diminuer autant que possible le coût amont du scénario tout en respectant les contraintes du scénario.

7.7.2.1 Etude de sensibilité sur le coût amont

De la même manière que pour le facteur de point chaud en partie 7.7.1, nous cherchons ici à comprendre comment évolue le coût amont du combustible dans la période 2053 - 2090.

Nous étudions pour cela l'impact de l'enrichissement du combustible sur le coût amont pour trois vecteurs isotopiques du plutonium différents : les vecteurs 2055, 2063 et 2080, définis dans le Tableau 7-5.

La composition de ces vecteurs ne varie que marginalement entre le scénario de référence et le scénario optimisé n°1, ce qui nous permet de réutiliser les bases de prédictions créées en partie 7.6.3.

Pour analyser comment évolue le coût amont pour ces trois vecteurs isotopiques, une analyse de l'espace des paramètres « $^{235}\text{U}/\text{Pu}$ » a été réalisée. Cette étude découpe cet espace en fonction de différents critères, présentés dans la Figure 7-26.

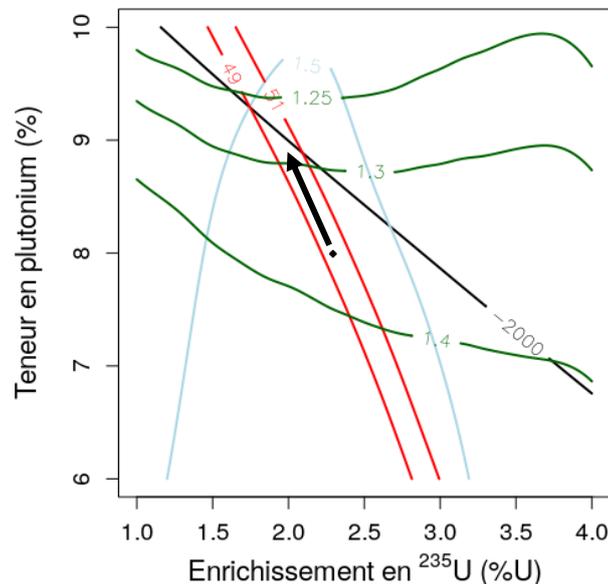


Figure 7-26 : Représentation schématique de la méthode d'optimisation du coût amont.

Dans cette figure, qui nous sert d'exemple pour expliquer la démarche effectuée, les isocourbes vertes représentent le coût amont du combustible, pour un vecteur isotopique à une année donnée, en fonction de l'enrichissement en ^{235}U et de la teneur en plutonium. De la même manière l'isocourbe bleu-grise représente le facteur de point chaud, les isocourbes noires $\Delta\rho_{\text{vidange}}$ et les isocourbes rouges les *burn-up* de décharge, exprimés en GWj/t pour des raisons de lisibilité. Le carré noir représente le combustible calculé par TIRELIEE-STRATEGIE pour une année donnée. L'espace qui nous intéresse est celui situé entre les isocourbes de *burn-up* et sous l'isocourbe $F_{xy} = 1,50$.

Ici, nous pouvons voir que tout un espace existe entre la configuration actuelle et d'autres configurations, qui proposent un coût amont plus faible. Les configurations accessibles sont alors limitées par $\Delta\rho_{\text{vidange}}$ ou le facteur de point chaud. Pour améliorer la situation, il est donc possible d'augmenter la teneur en plutonium du combustible et diminuer son enrichissement en ^{235}U , actions

symbolisées par la flèche noire sur la figure. En changeant ces caractéristiques comme ceci, il est possible de diminuer progressivement le coût amont, jusqu'à atteindre la limite de - 2 000 pcm de marge à la vidange.

La Figure 7-27 nous enseigne que les solutions permettant d'atteindre la longueur de cycle ciblée se retrouvent isolées dans une fine bande de solutions. Cette bande de valeurs accessibles se déplace au cours du temps vers des valeurs d'enrichissement de plus en plus élevées. Ceci s'explique par la baisse de qualité fissile du plutonium au cours du temps.

A contrario, l'espace de solutions autorisées, uniquement au regard du facteur de point chaud maximal, représenté par les isocourbes grises, augmente avec le temps, le plan de chargement employé ici étant mieux adapté au MIX avec une « mauvaise » qualité fissile. En ce qui concerne la marge de réactivité en cas de vidange, soit les isocourbes noires, peu de variations sont à relever entre les différents vecteurs.

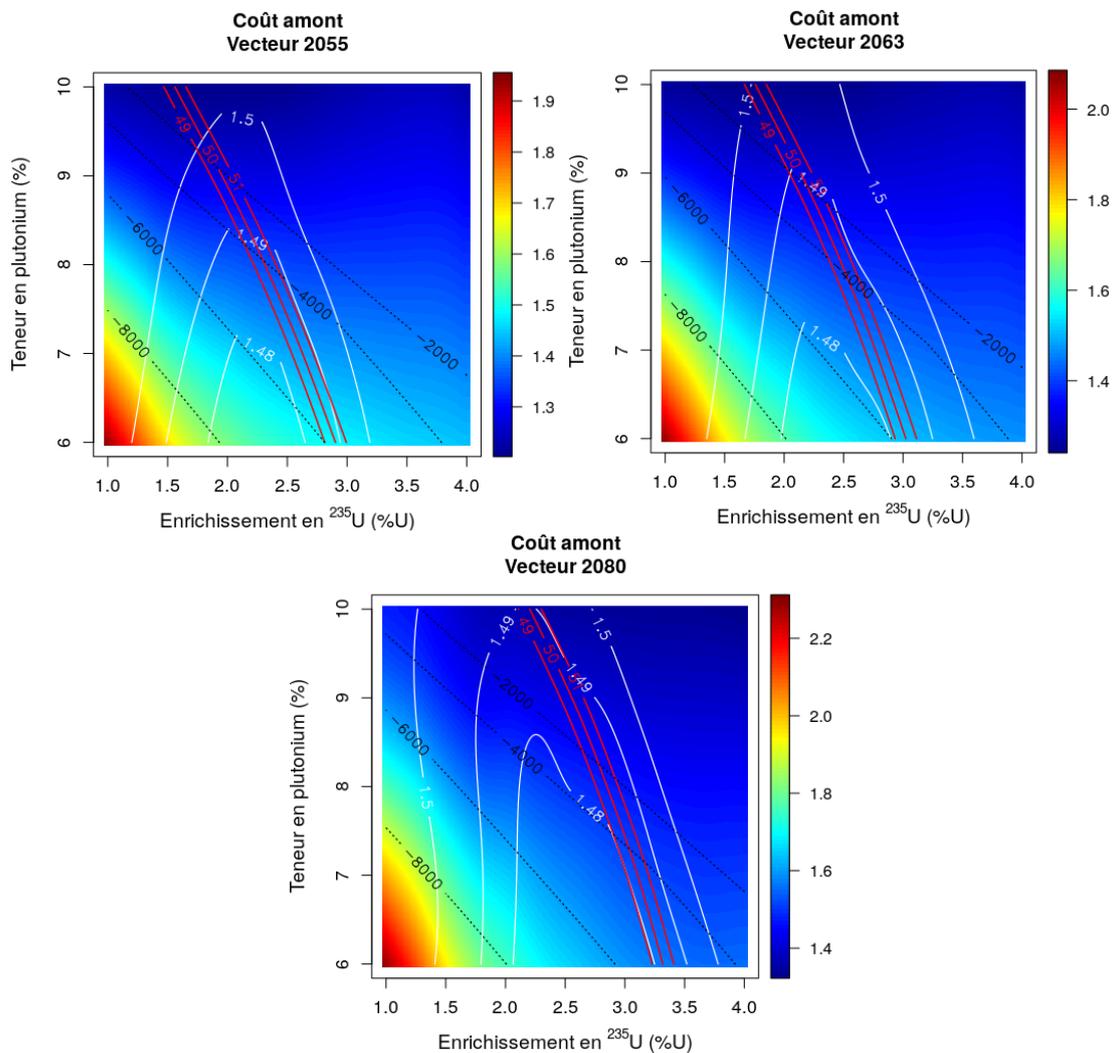


Figure 7-27 : Evolution du coût amont dans l'espace des paramètres d'enrichissement pour le vecteur 2055 (haut), 2063 (milieu) et 2080 (bas).

Il est possible ici de tout d'abord constater que la teneur originelle de 8 % du scénario de référence n'est pas la valeur optimale, en ce qui concerne le coût amont du combustible.

Que ce soit en 2055, en 2063 ou en 2080, il est à chaque fois possible de trouver des teneurs en plutonium qui respectent les critères de conception du réacteur, sur le facteur de point chaud, et ont de meilleures performances que le combustible MIX du scénario initial. Toutefois, les valeurs atteignables pour la teneur en plutonium du combustible sont limitées. La bande de valeurs ciblée pour le *burn-up* de décharge se déplace au cours du temps, entraînant avec elle les enrichissements en ^{235}U et les teneurs en plutonium possibles pour le combustible. Ces configurations viables se retrouvent donc limitées par la marge à vidange et avec le temps les teneurs en plutonium atteignables deviennent de moins en moins élevées. Ceci a un impact sur le coût amont, puisque que pour un même *burn-up* de décharge ciblé, avoir moins de plutonium implique d'enrichir plus le combustible en ^{235}U , et donc augmente inexorablement le coût de fabrication du combustible MIX.

Or, il a été remarqué en section 7.5.2.4 que la marge à la criticité augmentait de 65 pcm par an et qu'en 2090, la gestion de référence à 8 % se rapprochait de la limite de - 2 000 pcm de marge à la vidange. De ce fait, il nous est impossible d'augmenter la teneur en plutonium sur l'ensemble de la période MIX-UE pour diminuer le coût amont. Rien ne nous interdit cependant de découper la période MIX-UE en sous-périodes et de travailler, pour chacune de ces sous-périodes, avec un enrichissement en plutonium supérieur à 8 %, tant que la marge à la vidange reste inférieure à - 2 000 pcm.

7.7.2.2 Recherche d'optimums

Nous proposons ici de découper arbitrairement la période MIX-UE en trois sous-périodes : la période B1, allant de 2053 à 2060, la période B2, qui dure de 2061 à 2069 et la période B3, s'écoulant de 2070 à 2090, d'une durée respective de 8 ans, 9 ans et 21 ans. L'objectif ici est de trouver un enrichissement en plutonium permettant d'avoir, en fin de sous-période, une marge de réactivité inférieure à -2 000 pcm, avec le plus petit coût amont possible.

Puisque que la marge de réactivité augmente linéairement de 65 pcm par an et que la composition isotopique du plutonium dans le temps évolue peu avec de la teneur en plutonium du scénario.

Travailler avec ces hypothèses permet de réemployer les grilles de prédiction de la partie 7.6.3 ainsi que les vecteurs 2055, 2063 et 2080. Dès lors, il est possible de trouver des enrichissements en plutonium pour chacun de ces vecteurs qui donnent des marges inférieures à -2 000 pcm à la fin de chaque sous-période. Nous cherchons, pour les années 2055, 2063 et 2080, la configuration qui permette de minimiser le coût amont du combustible, tout en respectant les marges à la vidange estimées pour cette année-là, grâce à la régression linéaire présentée plus tôt (cf. Figure 7-13).

Ces enrichissement sont présentées dans le Tableau 7-11.

Tableau 7-11 : Valeurs d'enrichissement retenues pour les trois sous-périodes.

Sous-période	Année	Estimation des marges (pcm)	Teneur en Pu (%)
B1	2055	2325	8,90
	2060	2000	8,90
B2	2063	2390	8,45
	2069	2000	8,45
B3	2080	2650	8,00
	2090	2000	8,00

À propos des marges à la vidange, dont l'évolution au cours du temps est illustrée en Figure 7-28, le découpage de la période B en sous-périodes permet de plus enrichir le combustible en plutonium sans porter préjudice aux critères de sûreté définis dans cette étude.

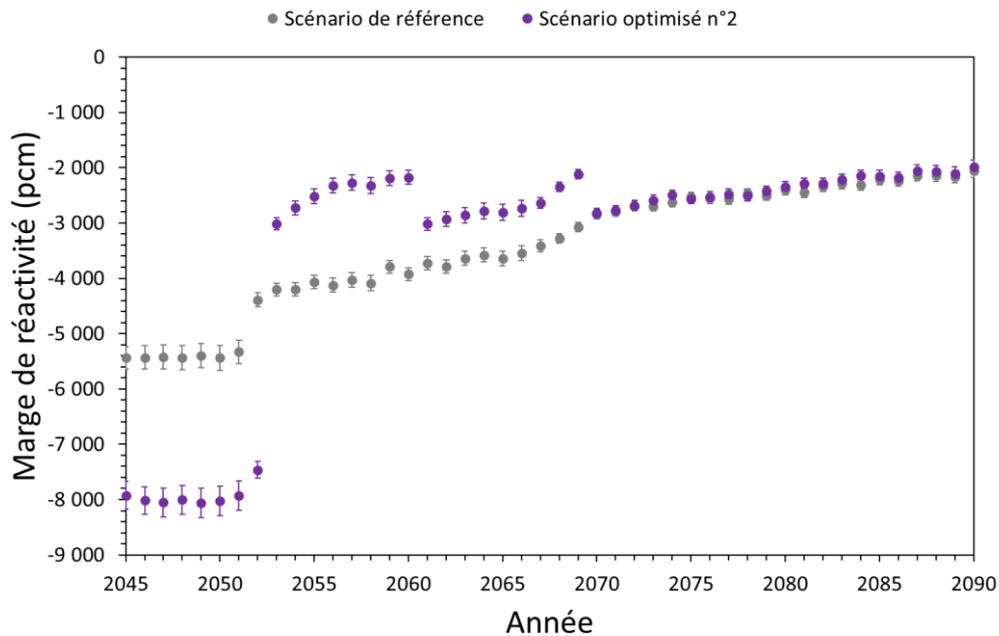


Figure 7-28 : Evolution des marges à la vidange au cours du temps, pour le scénario de référence et le nouveau scénario.

La nouvelle évolution du cout amont est présentée dans la Figure 7-29. Elle compare son évolution dans le scénario de référence ainsi que dans le nouveau scénario, qui inclut les modifications d'enrichissement en plutonium pour les périodes B1, B2 et B3.

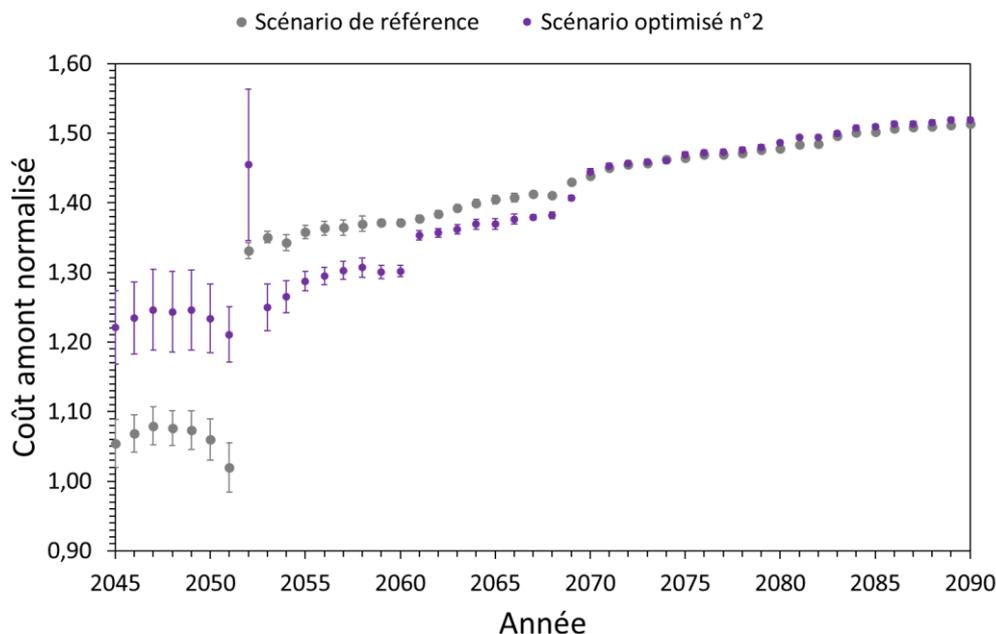


Figure 7-29 : Evolution du coût amont au cours du temps pour le scénario de référence et le nouveau scénario.

Dans la période B, le nouveau scénario propose des combustibles ayant de meilleures performances économiques que ceux du scénario de référence, au moins jusqu'à l'an 2070, où il rejoint le scénario de référence avec une teneur en plutonium de 8 %. Le Tableau 7-12 compare le coût amont moyen de ces trois scénarios.

Tableau 7-12 : Comparaison des coûts amont et intégrés, entre les trois scénarios.

	Coût amont moyen
Scénario de référence	1,378
Scénario optimisé n°1	1,405
Scénario optimisé n°2	1,391

Le travail d'optimisation réalisé sur le scénario optimisé n°1 porte ses fruits, le coût amont moyen du combustible dans le scénario optimisé n°2 est plus faibles que pour le scénario optimisé n°1.

Dans cette partie a été conçu un nouveau scénario pour le scénario MIX grâce à la méthode d'optimisation développée pendant cette thèse. Cette nouvelle approche des études de scénarios a permis de détecter le dépassement d'une observable, le facteur de point chaud, liée à la sûreté nucléaire présent dans le scénario de référence, qui n'aurait pas été relevé avec une étude de scénario isolée.

Elle a également permis d'identifier le principal facteur limitant la réduction du coût amont du combustible : les marges de réactivité en cas de vidange, critère forfaitairement pris à $-2\,000$ pcm dans notre étude. Une meilleure estimation de ces dernières permettrait de réduire encore d'avantage le coût du combustible et

d'optimiser son coût amont, pour le multi-recyclage du plutonium avec une gestion combustible MIX.

7.8 Analyse du scénario optimisé n° 2

Dans la partie précédente, un scénario alternatif a été proposé. Ce scénario cherche à remplir les mêmes objectifs que celui présenté dans [77] tout en respectant un ensemble de critères physiques pour la physique des réacteurs nucléaires, avec pour ambition de proposer une nouvelle approche adaptée au multi-recyclage du plutonium en REP et plus robuste vis-à-vis de critères de conception des réacteurs nucléaires.

Dans cette partie, nous analyserons en détail comment l'utilisation d'enrichissements en plutonium supérieurs à 8 % a impacté le déploiement des EPR chargés en combustible MIX.

Nous comparerons ensuite l'effet de ce nouveau déploiement sur les différents inventaires de plutonium dans le cycle, les besoins en uranium naturel ou la quantité de combustible MIX fabriquée.

7.8.1 Déroulement du scénario optimisé n° 2

Le nouveau scénario se caractérise par plusieurs choses : deux cibles de *burn-up* de décharge différentes, 40 000 MWj/t et 50 000 MWj/t, et quatre enrichissements différents pour le plutonium, dans l'ordre chronologique 6,90 %, 8,90 %, 8,45 % et 8 %. Il est découpé en deux grandes périodes différentes :

- La période A : elle dure de 2045 à 2052, où le combustible MIX a une teneur de 6,90 % et le *burn-up* de décharge ciblé est de 38 500 MWj/t. Le support en uranium pendant cette période est très faiblement enrichi en ^{235}U , au point d'être assimilable à de l'uranium appauvri. La qualité fissile Q_{Pu} y est élevée, dépassant les 65 %.
- La période B : elle s'écoule de 2053 à 2090, où le *burn-up* de décharge ciblé est de 50 000 MWj/t. Elle est caractérisée par un combustible MIX dont l'enrichissement en ^{235}U du support augmente progressivement de 1,7 % à 3,1 %.

Cette période est elle-même divisée en trois sous-périodes, en fonction de la teneur en plutonium :

- La sous-période B1, où la teneur en plutonium du MIX est de 8,90 % et qui dure de 2053 à 2060. L'enrichissement en ^{235}U augmente de 1,69 % à 2,05 % pendant cette sous-période.
- La sous-période B2, où la teneur en plutonium du MIX est de 8,45 % et qui dure de 2061 à 2069. L'enrichissement en ^{235}U augmente de 2,26 % à 2,47 % pendant cette sous-période.
- La sous-période B3, où la teneur en plutonium du MIX est de 8 % et qui dure de 2070 à 2090. L'enrichissement en ^{235}U évolue de 2,68 % à 3,1 %. La qualité fissile du Pu y décroît de 2,4 %, passant de 51,6 % à 49,2 % et l'enrichissement en ^{235}U évolue de 2,68 % à 3,1 %.

À noter que durant les sous-périodes B1 et B2, la qualité fissile du Pu décroît de 58,2 % à 51,9 % tandis qu'elle diminue de 2,4 %, passant de 51,6 % à 49,2 % pendant la sous-période B3.

Ces informations sont illustrées par la Figure 7-30 et la Figure 7-31, qui représentent respectivement l'évolution de la teneur en plutonium et de la composition isotopique du combustible au cours du temps.

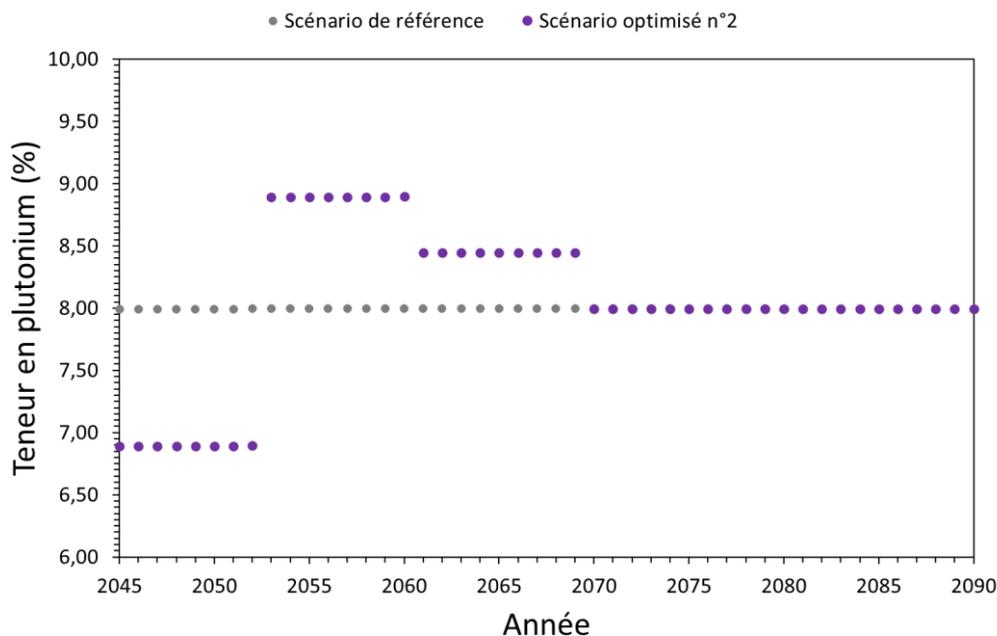


Figure 7-30 : Evolution de la teneur en plutonium au cours du temps, pour le scénario de référence et le scénario optimisé n°2.

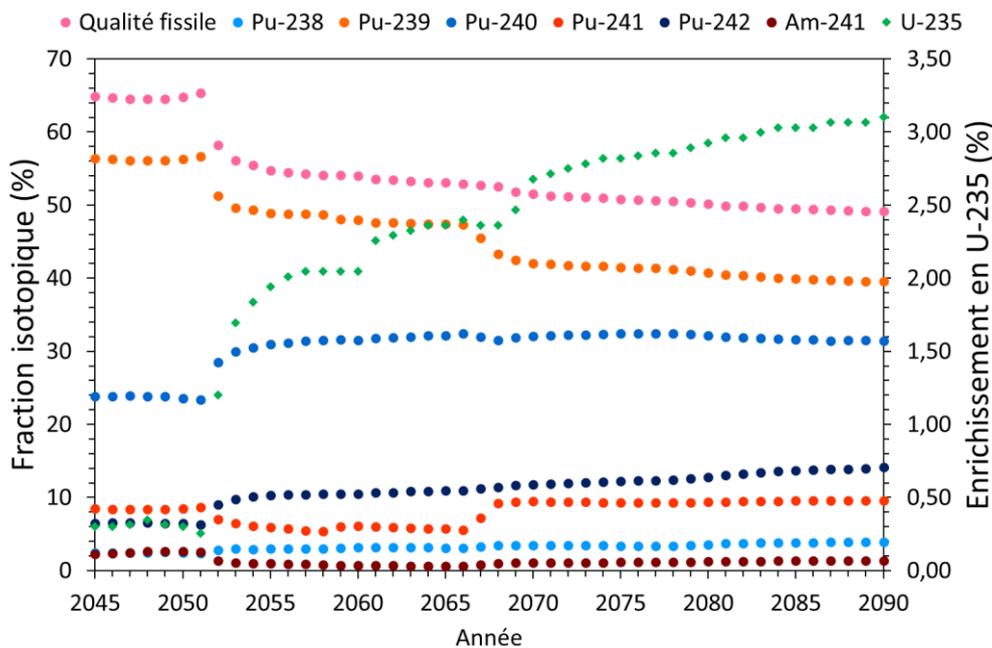


Figure 7-31 : Evolution de la composition isotopique du plutonium et de l'enrichissement en ^{235}U du combustible MIX du nouveau scénario au cours du temps.

Modifier les teneurs en plutonium impacte la disponibilité du combustible à l'échelle du parc. Aussi, pour maintenir ces teneurs constantes pendant une période donnée, il est nécessaire de ralentir le déploiement de centrales EPR alimentées en combustible MIX, par rapport au scénario de référence, pendant les périodes A et B1.

Ce phénomène est illustré par la Figure 7-32 et le Tableau 7-13, présentés ci-dessous.

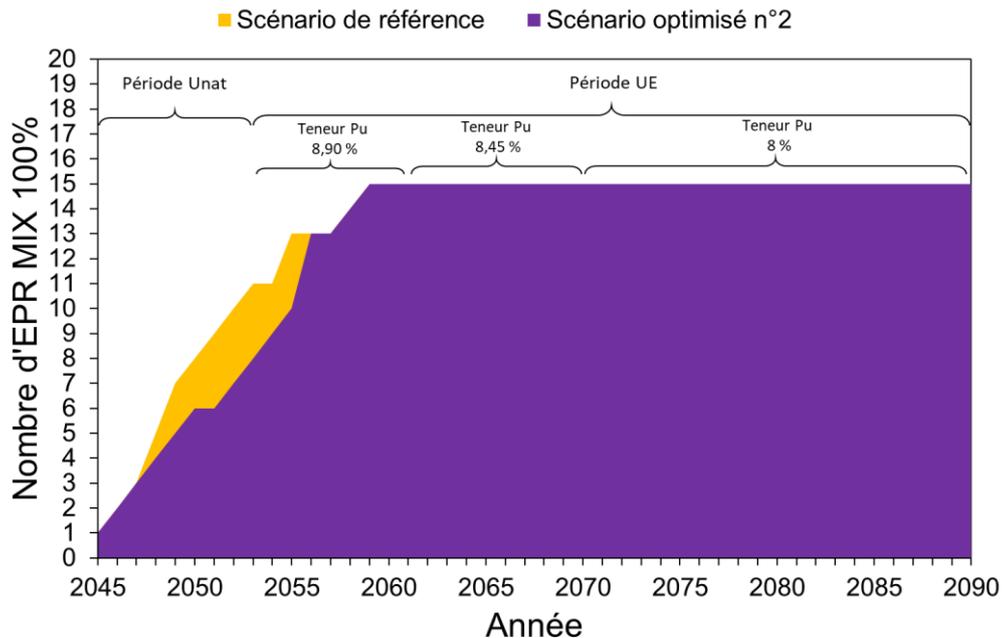


Figure 7-32 : Déploiement des centrales EPR chargées avec du combustible MIX au cours du temps, pour le scénario de référence et le nouveau scénario.

Tableau 7-13 : Déploiement des EPR MIX pour le scénario de référence, le scénario intermédiaire et le nouveau scénario.

Année	Scénario de référence	Scénario intermédiaire	Nouveau scénario
2045	1	1	1
2046	2	2	2
2047	3	3	3
2048	5	4	4
2049	7	5	5
2050	8	6	6
2051	9	6	6
2052	10	7	7
2053	11	11	8
2054	11	11	9
2055	13	13	10
2056	13	13	13
2057	13	13	13
2058	14	14	14
2059	15	15	15

Travailler avec des teneurs en plutonium plus élevées a un impact sur la quantité de combustible MOX usés à retraiter pour récupérer le plutonium nécessaire au multi-recyclage. Plus la teneur demandée pour une année n est élevée, plus la quantité de plutonium requise pour la fabrication à l'année $n - 2$ est grande. Comme les capacités de retraitement présentées en Figure 7-7 sont les mêmes pour le scénario de référence et le scénario optimisé n°2, cela implique un ralentissement de la fabrication et du chargement des assemblages combustibles MIX dans les EPR, par rapport au scénario de référence ou au scénario intermédiaire.

La logique retenue ici pour le déploiement du MIX dans les EPR, dans le nouveau scénario, est que ce dernier doit suivre le plus possible le déploiement du scénario de référence. Ceci explique pourquoi le nombre de centrales EPR chargées en MIX fait un bond de 10 à 13 tranches entre 2055 et 2056 dans le nouveau scénario. D'autres hypothèses, comme celui d'un déploiement plus progressif du MIX dans les EPR, aurait également pu être explorées.

Ces différences de déploiement impactent le cycle du combustible. Dans la prochaine partie, nous nous consacrerons à ces aspects-là, et nous essaierons de comprendre en quoi est-ce que ces différences affectent la quantité de plutonium dans le cycle, les masses de matières nucléaires nécessaires à la fabrication du combustible MIX ou encore les quantités d'actinides mineurs ou d'assemblages combustibles usés produits par an.

7.8.2 Analyse du cycle du combustible

La répartition de l'inventaire en plutonium évolue comme illustrée en Figure 7-33. Les tendances présentées ici sont différentes de celles montrées dans la Figure 7-6, du fait du déploiement différents des tranches EPR MIX dans les deux scénarios.

Dans le nouveau scénario, le fait d'introduire une pause d'un an, entre 2050 et 2051, dans le chargement en MIX des EPR permet à la quantité de plutonium disponible de s'accumuler un peu, ce qui permet en 2055 de charger 3 EPR avec du MIX. Travailler avec des enrichissements en plutonium supérieurs à 8 % impacte momentanément la quantité de plutonium disponible à la fabrication, avec une nette diminution du stock de plutonium à partir de l'année 2053, jusqu'à atteindre un minimum en 2064.

La quantité de plutonium remonte ensuite progressivement pour finir par se stabiliser en fin de scénario. Cette contraction de la quantité de plutonium disponible est à surveiller, de la matière, de l'ordre de quelques tonnes, doit toujours rester disponible de sorte à avoir une marge suffisante dans la chaîne d'approvisionnement. Elle se révèle être moins importante dans le scénario optimisé n°2 que dans le scénario de référence, ce qui est bénéfique du point de vue de la disponibilité du plutonium, en cas d'aléas sur les chaînes de fabrication ou d'approvisionnement

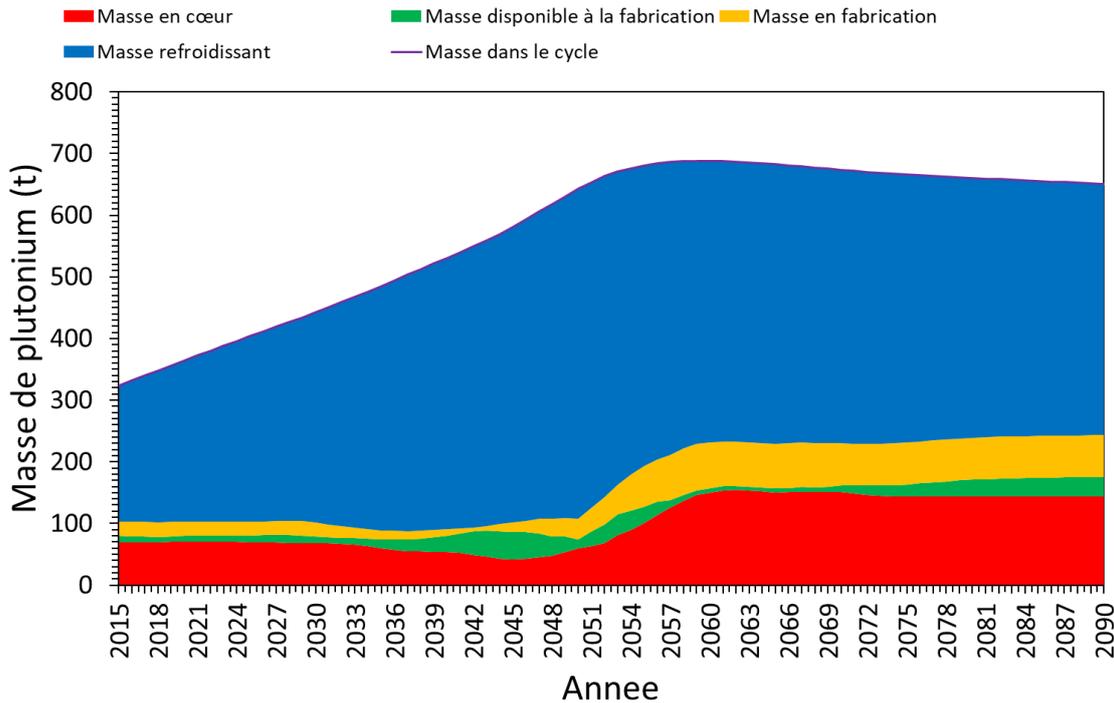


Figure 7-33 : Répartition du plutonium au cours du temps dans le scénario optimisé n°2.

De manière analogue, les modifications des teneurs en plutonium ou des cibles en *burn-up* impactent la fabrication des assemblages MIX mais également, mais marginalement les besoins en uranium naturel.

Les différences entre le scénario de référence et le scénario optimisé sont illustrés dans la Figure 7-34.

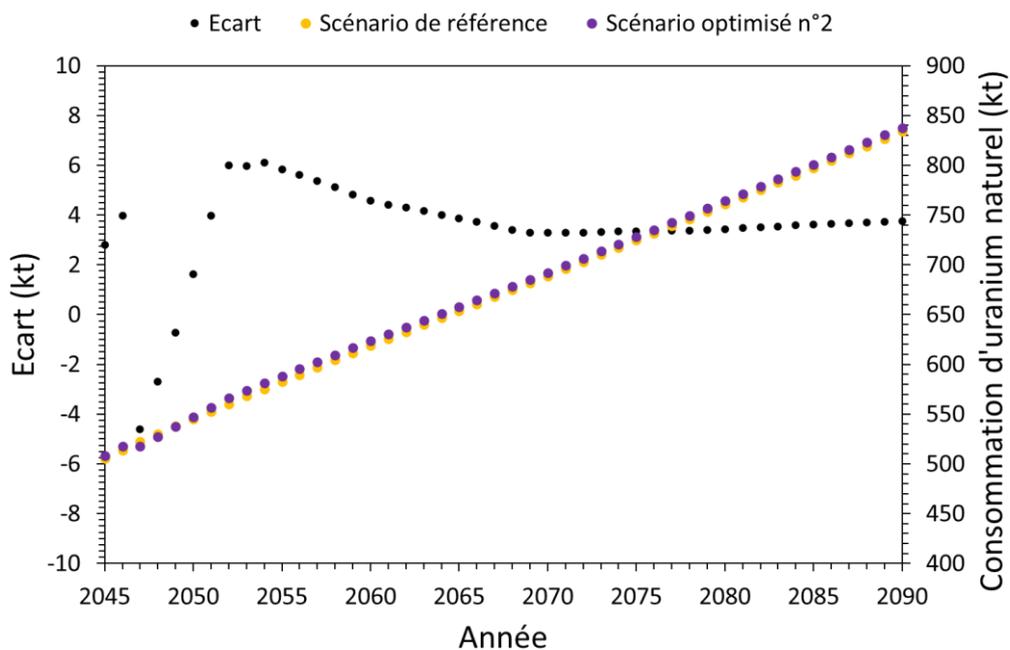


Figure 7-34 : Evolution du besoin en uranium naturel au cours du temps et de l'enrichissement en ^{235}U , pour le scénario de référence et le nouveau scénario.

Très peu de différences sont à relever entre le scénario de référence et le scénario optimisé n°2 du point de vue de la consommation en uranium naturel. Ce dernier est légèrement plus consommateur, avec une surconsommation en uranium naturel d'environ 4 kt, peu significative une fois comparée aux presque 850 kt nécessaires pour réaliser le scénario. Le besoin en uranium naturel est corrélé à l'enrichissement en ^{235}U du support MIX, dont l'évolution au cours du temps est également représentée en Figure 7-35., mais aussi le nombre de réacteurs EPR du parc alimentés avec du combustible MIX.

Sur la Figure 7-35, qui montre l'évolution de l'enrichissement en ^{235}U au cours du temps pour le scénario de référence et le scénario optimisé n°2, se retrouvent les différentes sous-périodes présentées dans la partie 7.7.2.2. Il est possible de voir les différents paliers d'enrichissement en ^{235}U que va connaître le support en uranium du combustible MIX.

À l'exception de la dernière sous-période B3, le scénario optimisé n°2, grâce à des teneurs en plutonium plus élevées, demande un enrichissement en ^{235}U plus petit que le scénario de référence. Ceci est une conséquence de l'optimisation réalisée sur le coût amont du combustible.

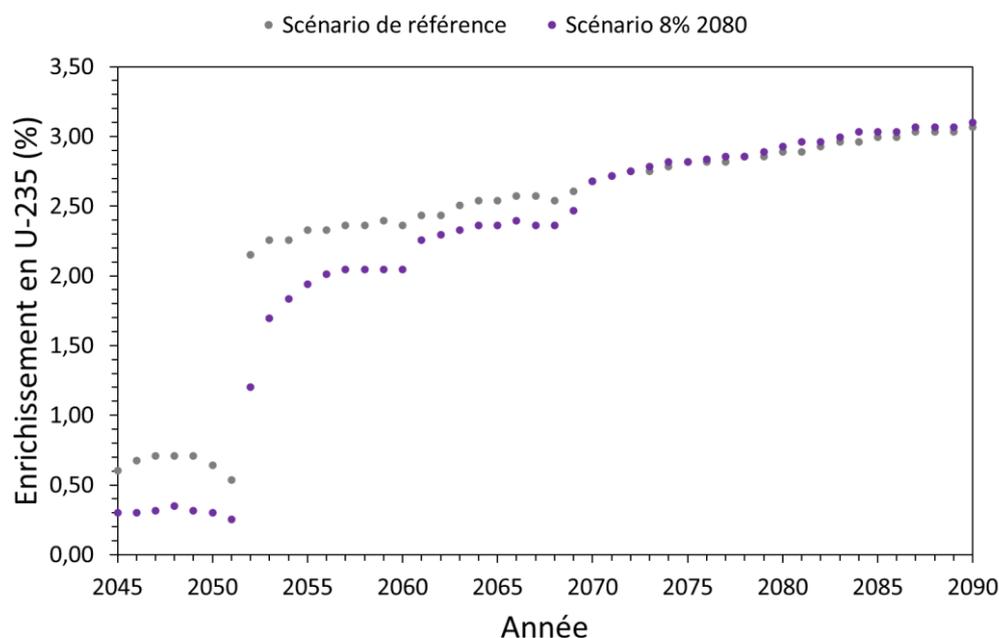


Figure 7-35 : Evolution de l'enrichissement en ^{235}U du support uranium du combustible MIX pour le scénario de référence et le scénario optimisé n°2.

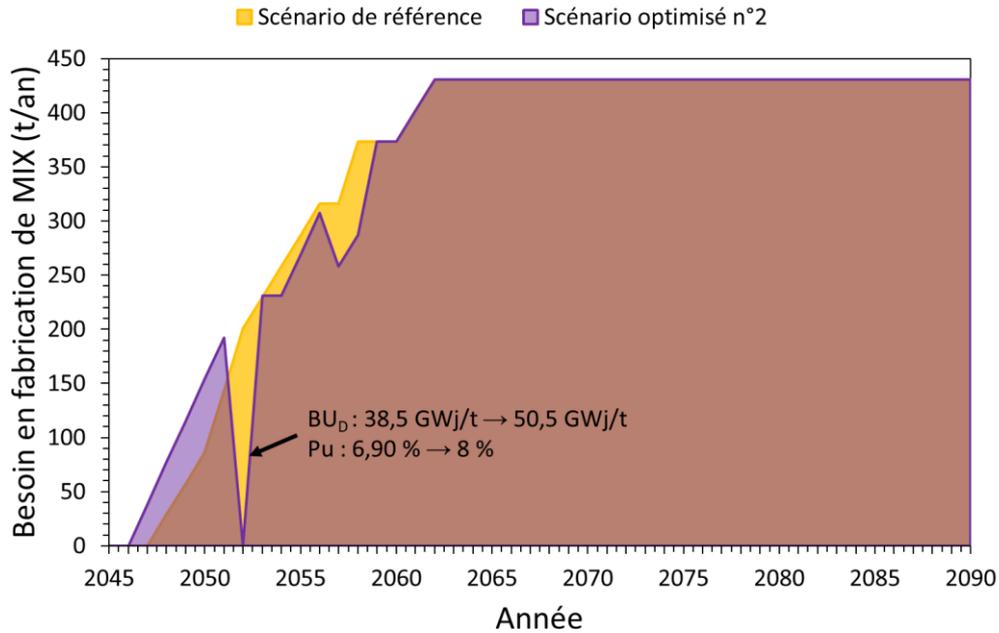


Figure 7-36 : Quantité de combustible MIX fabriqué au cours du temps.

La fabrication du combustible MIX au cours du temps, présentée dans la Figure 7-36, diffère entre le scénario de référence et le scénario de référence, entre les années 2047 et 2058.

Tout d'abord, le besoin en fabrication de combustible MIX apparaît plus tôt dans le scénario optimisé n°2, du fait d'une gestion combustible avec une longueur de cycle plus courte. Le changement de gestion combustible entre l'année 2052 et l'année 2053, qui impose des teneurs en plutonium et des longueurs de cycle plus élevées, fait que le besoin en fabrication pour cette année tombe à zéro³². Par la suite, les différences de déploiement et de la teneur en plutonium des combustibles MIX entre le scénario de référence et le scénario optimisé n°2 font que les besoins en fabrication s'avèrent légèrement inférieurs pour le scénario optimisé n°2, avant de rejoindre ceux du scénario de référence en 2057.

Ces différences dans le besoin en plutonium se retrouvent dans la quantité de plutonium présente dans le cycle, qui est détaillée dans la Figure 7-37.

³² Nous rappelons que TIRELIRE-STRATEGIE fonctionne année par année. Le passage d'une longueur de cycle de 15 500 MWj/t à 20 000 MWj/t entre 2052 et 2053, fait sauter le besoin de fabrication du combustible d'une année.

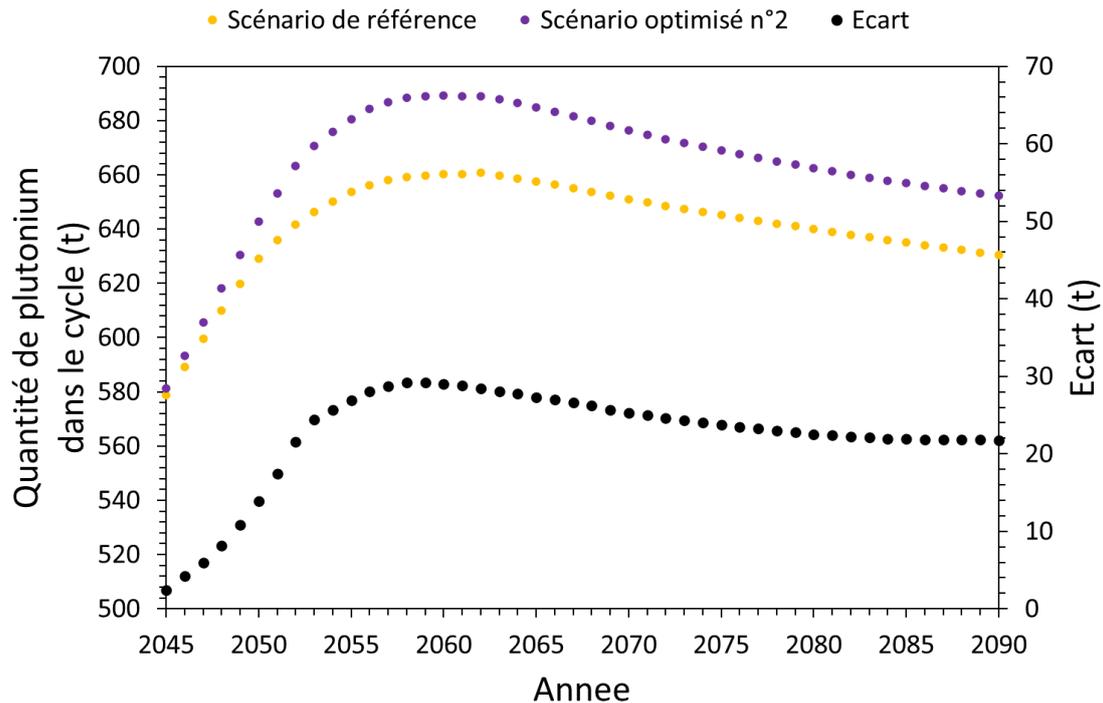


Figure 7-37 : Evolution de la quantité de plutonium dans le cycle au cours du temps, pour le scénario de référence et le scénario optimisé n°2.

Les deux scénarios atteignent un plateau maximal entre les années 2058 et 2062. Cette quantité décroît ensuite lentement, le scénario optimisé n°2 étant, entre 2062 et 2070, légèrement plus consommateur en plutonium. Pour le scénario optimisé n°2, la quantité maximale de plutonium est atteinte en 2059, avec 690 tonnes de plutonium, tandis que ce maximum est atteint en 2062 dans le scénario de référence, avec 660 tonnes de plutonium.

Cet écart de 30 tonnes s'explique par le nombre plus limité de réacteurs chargés en MIX en début de scénario et par une teneur initiale des gestions combustibles plus basses, comme discuté précédemment. Plus précisément, la baisse du nombre de réacteurs EPR chargés en MIX, entre 2048 et 2055, impacte directement l'inventaire en plutonium dans le parc, avec une augmentation plus rapide dans le nouveau scénario que dans le scénario de référence, au début de déploiement du combustible MIX. De plus, la gestion mise en place pendant la période A s'avère être moins consommatrice de plutonium.

Travailler avec des gestions à 8,90 % au lieu de 8 % pendant la période B1 permet d'augmenter la consommation de plutonium, ce qui permet de résorber une partie du surplus accumulé jusque-là. À partir de 2075, les deux scénarios se rejoignent et consomment autant de plutonium. L'écart, en tonnes, de la quantité de plutonium entre les deux scénarios se stabilise à 20 tonnes, après avoir atteint un maximum d'environ 30 t en 2059.

Finalement, les deux scénarios restent légèrement consommateurs de plutonium, comme le traduit la baisse continue d'1 t/an de la quantité de plutonium présente dans le cycle.

Conclusion du chapitre

Ainsi une méthode nouvelle d'aborder les études de scénarios de multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs de type EPR a été abordée ici. L'utilisation de réacteurs connus, à la conception arrêtée, ajoute des contraintes supplémentaires qui n'étaient pas prises en compte dans les études de scénarios.

Ce dernier chapitre a présenté une méthode de chainage entre les études de cœurs et celles de scénario. En proposant de prédire des performances de cœurs de réacteur comme la marge de réactivité ou le facteur de point chaud pour chaque année du scénario, cette nouvelle méthode permet d'évaluer la robustesse d'une étude de scénario et d'orienter son utilisateur vers de meilleures configurations.

À partir d'un scénario de référence, qui proposait une stabilisation de l'inventaire en plutonium à partir de gestions combustibles MIX 100 % à 8 % de plutonium, une analyse des cœurs de réacteur a été effectuée. Cette analyse a montré que ce scénario proposait, entre les années 2045 et 2052, des configurations combustibles avec un facteur de point chaud bien supérieur à la cible de 1,50 définie dans le chapitre 3. L'utilisation de métamodèles obtenus par krigeage a permis de trouver une configuration du combustible MIX qui diminue le facteur de point chaud. Cette diminution du facteur de point chaud s'est toutefois accompagnée par un raccourcissement de la campagne d'irradiation du combustible, ce qui a mécaniquement augmenter le coût amont de la gestion MIX.

Pour compenser cette perte économique, une optimisation du coût amont a été effectuée dans la seconde partie de ce chapitre. Pour ce faire, une étude de sensibilité du coût amont à l'enrichissement en uranium 235 et à la teneur en plutonium a été réalisé pour 3 années du scénario : 2055, 2063 et 2080. Cette étude de sensibilité, rendue possible grâce à l'utilisation des métamodèles, a montré que des configurations plus intéressantes du point de vue technico-économiques existaient. Ces configurations impliquent toutes d'augmenter la teneur en plutonium du combustible, avec pour limite la marge de réactivité en cas de vidange. Nous avons ainsi montré que la marge de réactivité en cas de vidange est la contrainte principale à la réduction du coût amont du combustible MIX, dans le cadre du multi-recyclage du plutonium.

À la suite de cette étude un nouveau scénario fut proposé. Ce scénario propose de faire varier la teneur en plutonium du combustible MIX au cours du scénario. Le nouveau scénario obtenu permet également de stabiliser l'inventaire en plutonium du cycle, mais laisse s'accumuler une quantité légèrement plus importante de plutonium, environ 20 tonnes, à comparer aux 630 tonnes accumulées à la fin du scénario de référence

Cette nouvelle approche, peu coûteuse en ressources informatiques puisque se basant sur des métamodélisations de performances de cœur, a été appliquée ici à des scénarios sur le court et moyen terme, soit d'ici à la fin du siècle, avec des concepts réacteurs jugés peu prompts à des changements radicaux de designs. Cela est vrai dans le cadre d'études sur le multi-recyclage du plutonium en réacteur à eau pressurisée, puisque la technologie est maîtrisée depuis les années 70 en France et que les différences de conceptions entre les modèles contemporains et

leurs successeurs ne sont pas jugées comme ayant un impact significatif sur la neutronique du cœur.

Cette méthode permet notamment de mettre en avant de nouveaux leviers d'optimisation, qui n'auraient pu être pris en compte avec une étude de scénario seule. Ainsi, nous pouvons imaginer que le développement de nouveaux combustibles, de petits réacteurs modulaires ou de réacteurs nucléaires de IVème génération pourrait se faire avec les outils développés dans cette thèse, qui aiguilleraient leur conception et faciliteraient leur intégration dans un parc électronucléaire existant.

Conclusion et perspectives

La France a fait, depuis plus d'une cinquantaine d'années, le choix d'un mix énergétique reposant majoritairement sur l'énergie nucléaire, depuis plus d'une cinquantaine d'années, le choix d'un mix énergétique reposant majoritairement sur l'énergie nucléaire, avec une mise en place du traitement des combustibles UOX usés. Les combustible MOX permet donc de valoriser le plutonium issu de ces AC lors d'une deuxième irradiation en cœur et de réduire l'accumulation de combustibles UOX usés. Cependant, les combustibles MOX usés ne sont pas aujourd'hui utilisés et sont stockés pour une utilisation ultérieure.

Des arbitrages politiques récents, comme la programmation pluriannuelle de l'énergie actuelle questionnent le rôle central de l'énergie nucléaire dans le mix énergétique national, qui est indissociable de la question de la gestion des matières radioactives, tout en mettant demandant aux acteurs nationaux d'étudier la faisabilité industrielle du multi-recyclage du plutonium.

À ce titre, la PPE demande aux différents acteurs institutionnels et nationaux d'étudier la question du multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée et de se positionner sur le choix d'un combustible capable de valoriser le plutonium issu des assemblages combustibles usés MOX, qui permettra une transition entre le parc électronucléaire actuel et un parc composé, tout ou en partie, de réacteurs à neutrons rapides, qui pourront alors valoriser pleinement les matières nucléaires contenus dans les assemblages combustibles usés. Une nouvelle version de la PPE est attendue pour 2023.

Des études de conception, de scénarios et d'optimisation des différents combustibles sont donc actuellement menées pour évaluer l'intérêt du multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée.

Ces travaux se penchent notamment sur le combustible MIX qui prévoit le recyclage du combustible MOX et dans lequel le mélange d'oxydes est enrichi avec de l'uranium 235. Ce combustible permettrait donc le multi-recyclage du plutonium dans des parcs électronucléaires composés à la fois de réacteurs chargés en UOX et d'autres chargés en MIX. Il peut également être utilisé dans des gestions 100 % ou mixtes, ce qui lui octroie une souplesse d'utilisation supplémentaire.

L'optimisation d'une gestion combustible MIX reste toutefois une tâche délicate, qui intègre des enjeux technologiques, économiques et de sûreté nucléaire. Qui plus est, la nature même du combustible (et en particulier du plutonium) évolue au cours de son utilisation, ce qui ajoute une difficulté supplémentaire à un problème déjà complexe.

C'est dans ce contexte que s'inscrit le travail de thèse présenté ici. Les travaux réalisés au cours de cette thèse ont notamment cherché à évaluer la pertinence d'une gestion combustible MIX 100 % pour le multi-recyclage du plutonium dans les REP. Pour ce faire, nous avons développé au cours de cette thèse une méthode d'optimisation des cœurs de réacteur par métamodélisation, en déclinant une

approche initialement développée en interne de EDF R&D et dédiée à l'optimisation des cœurs de RNR-Na.

Cette méthode d'optimisation repose sur l'évaluation de plusieurs centaines de milliers, voire de millions, de configurations différentes. Or le schéma de calcul neutronique utilisé dans cette thèse, qui repose sur un calcul à deux étapes, d'abord la génération d'une bibliothèque de sections efficaces réalisée par CARABAS puis le calcul de cœur réalisé par COCAGNE, demanderait, s'il devait évaluer chacune de ces configurations, un temps de calcul considérable

C'est pourquoi, pour permettre l'étude de ces larges ensembles de configurations, nous avons choisi d'utiliser de méta-modéliser les calculs de cœur en utilisant une méthode d'interpolation spatiale : le krigeage. En utilisant les bibliothèques de fonctions *Dice*, principalement *DiceKriging* pour la création par krigeage des métamodèles et *DiceDesign* pour la génération par maximisation d'entropie du plan d'expérience, nous avons pu développer une méthode d'optimisation qui méta-modélise un très large nombre de configurations différentes à partir d'un nombre raisonnable de calculs neutroniques.

En amont du développement de la méthode d'optimisation, différentes méthodes d'évaluation d'indicateurs furent mises au point pendant cette thèse afin d'orienter les choix d'optimisation.

Tout d'abord, des calculs de consommation et de productions des différents isotopes du combustible à partir de bilans massiques furent mises au point. Notamment, la production d'actinide mineurs P_{AM} par téra-watt-heure d'énergie produite qui permet d'avoir une estimation de la production de déchets ultimes d'une gestion combustible (puisque les actinides mineurs représentent, avec les produits de fissions, la grande majorité des déchets hautes activités vie longue).

À partir de ces bilans massiques, un facteur d'équilibre noté f_{MIX} fut proposé, de manière à exprimer la fraction de réacteurs dans un parc électronucléaire qu'il faut charger en combustible MIX pour avoir une production de plutonium nulle à l'échelle du parc.

Un deuxième indicateur l'efficacité d'utilisation du plutonium (η_{Pu}) qui, à partir de différents bilans de masse, permet d'estimer la quantité de plutonium fissionnée rapportée à la quantité totale de plutonium consommée.

Un troisième indicateur mis au point pendant cette thèse est l'indicateur de coût amont du combustible CA , qui intègre une estimation préliminaire du coût de fabrication de l'assemblage combustible, rapporté à l'énergie produite par ce même assemblage ainsi qu'un facteur d'actualisation, qui représente le délai s'écoulant entre la fabrication du combustible et son utilisation pour produire de l'électricité.

Enfin, un quatrième indicateur, qui prédit la variation de réactivité dans le cœur en cas de vidange $\Delta\rho_{vidange}$, a été intégré au sein de la méthode d'optimisation. Il s'agit d'une interpolation de l'effet de vidange à partir de métamodèles de calculs de réactivité réalisées par le code TRIPOLI4, issus de précédents travaux menés à la R&D d'EDF.

Cette méthode d'optimisation a été utilisée une première fois pour démontrer la faisabilité de l'optimisation d'une gestion 100 % MIX dans un cœur de type EPR, pour une variation de l'enrichissement en ^{235}U allant de 1 % à 4 % et de la teneur en plutonium allant de 6 % à 10 % et avec un vecteur isotopique figé. Elle a permis,

comme le présente le chapitre 5 ,à partir de seulement 12 calculs neutroniques initiaux, d'estimer plus de 100 000 configurations différentes et de réaliser une première optimisation avec pour objectif de minimiser la production d'actinides mineurs et le facteur de point chaud pour différentes configurations du parc.

Nous avons ici démontré la faisabilité de l'approche proposée dans cette thèse pour rechercher des solutions optimales et notamment comment les configurations les moins productrices d'actinides mineurs étaient celles qui étaient également les moins consommatrice de plutonium. Nous avons également vérifié *a posteriori* la très bonne validité des estimations réalisées par krigeage, où une erreur relative maximale d'1 % fut entre les estimations des métamodèles et les résultats du schéma neutronique.

Cette analyse fut complétée dans le chapitre 6 par une étude d'optimisation de plus grande envergure, toujours reposant sur la méthode d'optimisation développée plus tôt dans cette thèse. Dans ce chapitre, nous avons donc travaillé sur l'optimisation d'une gestion combustible MIX pour des cœurs de type EPR, mais cette fois-ci en intégrant l'évolution du vecteur plutonium du combustible au cours de son multi-recyclage. Cette étude d'optimisation a tout d'abord mis en avant que le surcoût lié au multi-recyclage du plutonium par des gestions MIX n'induit à première vue qu'un surcoût d'environ 20 % par rapport à une gestion MOX 30 % actuelle. De plus, des solutions optimales existent en début et en fin du processus de multi-recyclage, ce qui suggère la possibilité d'avoir des gestions combustibles performantes tout au long du multi-recyclage du plutonium.

Enfin le dernier chapitre de cette thèse a été consacré à l'intégration de cette nouvelle approche aux études de scénarios consacrées au multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée. Nous sommes partis du constat que l'utilisation des informations disponibles à l'échelle réacteur n'étaient que partiellement prises en compte jusqu'à présent dans les études de scénarios.

À travers le chainage entre les études de cœur et de scénario, nous avons intégré la modélisation d'indicateurs comme l'effet de vidange, le facteur de point chaud ou le coût amont du combustible à un scénario de référence. Une scénario visant la stabilisation de l'inventaire en plutonium dans un parc composé de 30 réacteurs de type EPR (dont 14 réacteurs avec un combustible MIX 100 % d'une teneur en plutonium de 8 %) a été choisi comme cas d'application pour montrer l'apport de notre approche.

Nous avons pu tout d'abord constater que travailler avec une teneur de 8 % et le plan de chargement actuel empêchait d'atteindre des valeurs de facteur de point chaud satisfaisantes (i.e. $F_{xy} < 1,50$) en début de multi-recyclage du plutonium avec une gestion MIX 100 %. Pour atteindre des valeurs satisfaisantes, il nous a été nécessaire de diminuer la teneur en plutonium du combustible à 6,90 %, ce qui s'est accompagné d'une diminution de son burn-up de décharge, donc des longueurs de cycle atteignables, et malheureusement une augmentation de coût amont.

Cette diminution de la viabilité économique du multi-recyclage du plutonium en début de période nous a poussé à chercher à minimiser le coût amont du combustible sur la suite du scénario en augmentant sa teneur en plutonium. L'enjeu était alors de proposer des teneurs en plutonium supérieures à 8 %, qui pour une cible de burn-up de décharge fixée permettent de moins enrichir le

combustible en ^{235}U , tout en respectant les critères de sûreté fixées, notamment en ce qui concerne l'effet de vidange.

De cette étude d'optimisation du scénario de référence a résulté un nouveau scénario, dit « optimisé », qui propose 4 paliers de teneur en plutonium, 6,90 %, 8,90 %, 8,45 % et 8 %, plus performant à la fois du point de vue de la sûreté nucléaire et du point de vue économique. Qui plus est, ce nouveau scénario maintient son objectif premier de stabiliser l'inventaire en plutonium en limitant le pic d'accumulation à 650 tonnes de plutonium puis en étant légèrement consommateur de plutonium.

Ainsi, nous avons développé dans ces travaux de thèse deux approches au service de l'optimisation du combustible MIX pour le multi-recyclage du plutonium dans les REP.

La première, dérivée d'une méthode d'optimisation des cœurs de RNR-Na, qui permet l'optimisation combustible, a été utilisée pour optimiser du combustible MIX dans un cœur de type EPR chargé à 100 %.

La seconde propose un chainage innovant entre les études de cœur et les études de scénario. Grâce aux prédictions des calculs neutroniques de cœur, il est possible d'estimer sans surcoût les performances en cœur d'un combustible dont les caractéristiques évoluent tout au long d'un scénario. Il devient alors possible d'évaluer ce combustible à l'aune des différents critères de conception ou d'utilisation du cœur et de proposer une nouvelle trajectoire au scénario étudié en fonction de ces critères.

Ces travaux de thèse pourraient être poursuivis de plusieurs manières. Si l'utilisation de la méthode d'optimisation s'est révélée très satisfaisante sur la précision des estimations des calculs de cœurs par des métamodèles des calculs neutroniques, elle n'a été utilisée jusqu'à présent que dans des situations où à la fois le plan de chargement et le zonage de l'assemblage combustible étaient figés.

Une première piste de recherche serait l'intégration d'une variabilité dans le plan de chargement ou dans l'assemblage combustible. Par exemple, pour l'étude de cœurs mixtes (par exemple, les gestions 30 % MOX), intégrer la variabilité du plan de chargement pour mesurer son impact sur les performances du combustible.

Cette variabilité pourrait être fixée en amont par l'utilisateur ou calculé par ordinateur. Différents travaux sont en cours sur la recherche et l'optimisation par algorithme génétique ou IA des plans de chargement. Un chainage ou un couplage entre ces deux types méthodes (recherche automatique de plan et optimisation de gestion) pourrait ouvrir la voie sur des outils d'optimisations plus systémiques des gestions combustibles, en étendant l'espace de décision à la fois à l'assemblage combustibles et au cœur. De la même manière, cette approche pourrait être appliquée à la répartition des crayons au sein d'un assemblage combustible, dans le cas d'une étude de sensibilité sur le zonage, voire sur la recherche et l'optimisation des assemblages combustibles hétérogènes comme le CORAIL.

Une deuxième piste de recherche serait d'utiliser les métamodèles de cœur en lieu et place du calcul d'équivalence énergétique nécessaire aux codes de scénario. En utilisant les métamodèles de longueur de cycle ou de *burn-up* de décharge, la recherche de l'équivalence énergétique du combustible, donc de la réactivité du combustible, pourrait se faire à l'échelle du cœur et non plus par un calcul en milieu

infini, ce qui est questionnable, surtout du point de vue des plans de chargement mixtes MOX (ou MIX) et UOX. Des travaux de comparaison entre les deux approches pourraient être menés dans un premier temps pour justifier la poursuite d'une telle approche.

Enfin, mais non moins intéressant, en ce qui concerne la méthode d'optimisation, une piste de recherche qui nous semble pertinente à explorer est celles des méthodes actives de génération de plan d'expérience. Les méthodes actives permettent d'évaluer, au cours de la génération du plan d'expérience, la région de ce dernier où l'ajout d'un nouveau point permettrait de réduire de la manière la plus efficace possible l'incertitude associée à la prédiction par krigeage. Cette méthode pourrait permettre d'avoir des plans d'expériences moins coûteux à générer tout en ayant la même (voire une meilleure) précision lors des estimations que ceux obtenus par maximisation d'entropie.

Bibliographie

- [1] G. T. Seaborg, E. M. Mcmillan, J. W. Kennedy, et A. C. Wahl, « Radioactive Element 94 from Deuterons on Uranium », *Phys. Rev.*, vol. 69, n° 7-8, p. 366-367, avr. 1946, doi: 10.1103/PhysRev.69.366.2.
- [2] G. T. Seaborg, « THE PLUTONIUM STORY », in *Actinides in Perspective*, Elsevier, 1982, p. 1-22. doi: 10.1016/B978-0-08-029193-2.50006-7.
- [3] H. Harty, « Plutonium Recycle Test Reactor (PTRT) - Operating experience and supporting R&D. Its application to heavy-water power reactor design and operation. », in *Heavy-Water Power Reactors Proceedings Of A Symposium*, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria, sept. 1967, p. 161-181. [En ligne]. Disponible sur: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/44/073/44073669.pdf?r=1
- [4] F. Motte, J. Basselier, C. Vandenberg, et G. Vanhellefont, « Assemblage plutonifère dans le coeur BR3/Vulcain », in *Plutonium as a Reactor Fuel Proceedings Of A Symposium*, Brussels, Belgium, mars 1967, p. 69-83. [En ligne]. Disponible sur: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/44/073/44073734.pdf?r=1
- [5] *Article L141-1 du Code de l'énergie*. Consulté le: 20 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: https://www.legifrance.gouv.fr/codes/article_lc/LEGIARTI000039369424
- [6] Ministère de la transition écologique et solidaire, « Programmation pluriannuelle de l'énergie 2019-2028 ». République française, 22 avril 2020. Consulté le: 20 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://www.ecologie.gouv.fr/sites/default/files/20200422%20Programmation%20pluriannuelle%20de%20l%27e%CC%81nergie.pdf>
- [7] A. Calloo *et al.*, « COCAGNE: EDF new neutronic core code for ANDROMÈDE calculation chain », présenté à International Conference on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering, Jeju, République de Corée, avr. 2017. [En ligne]. Disponible sur: <https://www.researchgate.net/publication/316494550>
- [8] P. Reuss, *Précis de neutronique*. Les Ulis, France: EDP Sciences, 2003.
- [9] N. Kerkar et P. Paulin, *Exploitation des coeurs REP*. Les Ulis, France: EDP sciences, 2008.
- [10] S. Marguet, *La technologie des réacteurs à eau pressurisée*. France: EDP Sciences, 2019.
- [11] J. Bussac et P. Reuss, *Traité de neutronique: physique et calcul des réacteurs nucléaires avec application aux réacteurs à eau pressurisée et aux réacteurs à neutrons rapides*. Hermann, 1978.
- [12] Atomic Energy of Canada Limited, Éd., *Canada enters the nuclear age: a technical history of Atomic Energy of Canada Limited*. Montreal: Published for Atomic Energy Canada Limited by McGill-Queen's University Press, 1997.

- [13] « PRIS - Reactor status reports - Operational & Long-Term Shutdown - By Type ».
<https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx>
(consulté le 14 septembre 2022).
- [14] P. Coppolani, N. Hassenboehler, J. Joseph, J.-F. Petetrot, J.-P. Py, et J.-S. Zampa, *La chaudière des réacteurs à eau sous pression*. Les Ulis, France: EDP sciences, 2004.
- [15] « Centrales de production nucléaire et thermique à flamme de EDF SA ».
<https://opendata.edf.fr/explore/dataset/centrales-de-production-nucleaire-et-thermique-a-flamme-edf/> (consulté le 14 septembre 2022).
- [16] L. Patarin, P. Baron, P. Fournier, et D. Ochem, *Le cycle du combustible nucléaire*. Paris: EDP sciences, 2002.
- [17] G. Trégo, « Comportement en fluage à haute température dans le domaine biphasé ($\alpha + \beta$) de l'alliage M5® », Thèse de doctorat, École Nationale Supérieure des Mines de Paris, 2011. Consulté le: 19 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://pastel.archives-ouvertes.fr/pastel-00688207>
- [18] R. Verlet, « Influence de l'irradiation et de la radiolyse sur la vitesse et les mécanismes de corrosion des alliages de zirconium », Thèse de doctorat, Ecole Nationale Supérieure des Mines de Saint-Etienne, 2015. Consulté le: 7 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://tel.archives-ouvertes.fr/tel-01310529>
- [19] Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives, Éd., *L'énergie nucléaire du futur: quelles recherches pour quels objectifs?* Paris: Saclay, France, 2005.
- [20] F. Courtin, « Etude de l'incinération du plutonium en REP MOX sur support d'uranium enrichi avec le code de simulation dynamique du cycle CLASS », These de doctorat, Ecole nationale supérieure Mines-Télécom Atlantique Bretagne Pays de la Loire, 2017. Consulté le: 30 mars 2022. [En ligne]. Disponible sur: <http://www.theses.fr/2017IMTA0044>
- [21] C. Frondel, « Systematic mineralogy of uranium and thorium », U.S. G.P.O., 1064, 1958. doi: 10.3133/b1064.
- [22] « La gestion durable des matières radioactives avec les réacteurs de 4e génération », in *Bilan des recherches conduites sur la séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue et sur le développement de réacteurs nucléaires de nouvelle génération*, CEA, Direction de l'énergie nucléaire., Saclay, France, 2012. [En ligne]. Disponible sur: <https://www.cea.fr/multimedia/Documents/publications/rapports/rapport-gestion-durable-matieres-nucleaires/Tome%201.pdf>
- [23] *Avancée des recherches sur la séparation-transmutation et le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à flux de neutrons rapides*. Saclay, France: CEA, Direction de l'énergie nucléaire, 2015. [En ligne]. Disponible sur: <https://www.cea.fr/multimedia/Documents/publications/rapports/avancees-recherches-separation-transmutation-et-multirecyclage-pu-rnr.pdf>
- [24] « Les systèmes nucléaires de 4ème génération », in *Avancée des recherches sur la séparation-transmutation et le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à flux de neutrons rapides*, Saclay, France: CEA, Direction de l'énergie nucléaire, 2015.

-
- [25] D. Blanchet, L. Buiron, N. Stauff, T. K. Kim, et T. Taiwo, « Sodium Fast Reactor Core Definitions (version 12 - September 19) », Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), sept. 2011.
- [26] T. K. Kim, W. S. Yang, C. Grandy, et R. N. Hill, « Core design studies for a 1000MWth Advanced Burner Reactor », *Annals of Nuclear Energy*, vol. 36, n° 3, p. 331-336, avr. 2009, doi: 10.1016/j.anucene.2008.12.021.
- [27] Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives, Éd., *Les réacteurs nucléaires à caloporteur sodium*. Paris, Gif-sur-Yvette: Éditions « Le Moniteur » CEA, 2014.
- [28] A. Y. Petrov, A. V. Shutikov, N. N. Ponomarev-Stepnoy, V. S. Bezzubtsev, B. M. V. Bakanov, et V. M. Troyanov, « Prospects of creation of the dual component nuclear energy system », *YadEn*, vol. 2019, n° 2, p. 5-15, juin 2019, doi: 10.26583/npe.2019.2.01.
- [29] J.-C. Nenot, *Recommandations 2007 de la Commission internationale de protection radiologique*. Paris: Éd. Tec & doc, 2009.
- [30] M. Ernoult, « Gestion avancée du Plutonium en REP Complémentarité des cycles thorium et uranium », Thèse de doctorat, Université Paris Sud - Paris XI, 2014. Consulté le: 11 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://tel.archives-ouvertes.fr/tel-01138550>
- [31] « Séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue », in *Bilan des recherches conduites sur la séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue et sur le développement de réacteurs nucléaires de nouvelle génération*, CEA, Direction de l'énergie nucléaire., Saclay, France, 2012. [En ligne]. Disponible sur: <https://www.cea.fr/multimedia/Documents/publications/rapports/rapport-gestion-durable-matieres-nucleaires/Tome%202.pdf>
- [32] *Article L542-13-2*. 2016. Consulté le: 11 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: https://www.legifrance.gouv.fr/codes/article_lc/LEGIARTI000032006527/
- [33] *Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire*. Consulté le: 11 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://www.legifrance.gouv.fr/loda/id/JORFTEXT000000819043/>
- [34] « Les différents types de déchets radioactifs ». https://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/dechets-radioactifs/gestion-stockage-dechets-radioactifs/Pages/1-dechets-radioactifs-differents-types.aspx?dId=144194fc-edbb-402d-a91d-d15b2736c8ce&dwId=b9516882-d409-4de3-9d3b-6cb942e402c3#.Yx3am7TP0V8 (consulté le 11 septembre 2022).
- [35] « Article L542-12 - Code de l'environnement - Légifrance ». https://www.legifrance.gouv.fr/codes/article_lc/LEGIARTI000042654397/ (consulté le 11 septembre 2022).
- [36] *Into Eternity (2010)*, (6 janvier 2010).
- [37] « Déchets et enfouissement | SCK CEN ». <https://www.sckcen.be/fr/expertises/environnement/dechets-et-enfouissement> (consulté le 29 septembre 2022).
- [38] « U.S. Department of Energy's Waste Isolation Pilot Plant - WIPP Site ». <https://wipp.energy.gov/wipp-site.asp> (consulté le 29 septembre 2022).

- [39] « Classification des déchets radioactifs et filières de gestion | Andra Inventaire ». <https://inventaire.andra.fr/les-matieres-et-dechets-radioactifs/classification-des-dechets-radioactifs-et-filieres-de-gestion> (consulté le 11 septembre 2022).
- [40] P. Reuss, *La neutronique*. Paris: Presses Universitaires de France, 1998.
- [41] W. M. Stacey, *Nuclear reactor physics*, 2nd ed., Completely rev. and Enlarged. Weinheim: Wiley-VCH, 2007.
- [42] D. A. Brown *et al.*, « ENDF/B-VIII.0: The 8 th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data », *Nuclear Data Sheets*, vol. 148, p. 1-142, févr. 2018, doi: 10.1016/j.nds.2018.02.001.
- [43] E. Girardi, « Couplage de méthodes et décomposition de domaine pour la résolution de l'équation du transport des neutrons », Thèse de doctorat, Evry-Val d'Essonne, 2004. Consulté le: 28 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://www.theses.fr/2004EVRY0022>
- [44] S. Marguet, *La physique des réacteurs nucléaires*, 3e éd. Paris: Lavoisier-Tec & doc, 2017.
- [45] A. Hébert, « Development of the SPH method: cell homogenization of a non-uniform lattice and reflector parameters calculation », Thèse de doctorat, Université de Paris-Sud, France, 1981.
- [46] S. Richard *et al.*, « APOLLO2 Year 2010 », *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 42, n° 5, p. 474-499, 2010, doi: 10.5516/NET.2010.42.5.474.
- [47] J.-F. Vidal, O. Litaize, D. Bernard, A. Santamarina, C. Vaglio-Gaudard, et T. N. Tran, « New Modelling of LWR Assemblies using the APOLLO2 Code Package », présenté à Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications, Monterey, California, avr. 2007.
- [48] H. Bateman, « Solution of a system of differential equations occurring in the theory of radioactive transformations », *Proc. Cambridge Phil. Soc.*, vol. 15, p. 423-427, 1910.
- [49] E. Rutherford, *Radio-activity*. Cambridge [Eng.] University Press, 1905. Consulté le: 27 avril 2022. [En ligne]. Disponible sur: <http://archive.org/details/radioactivity00ruthgoog>
- [50] P. Reuss, « Etude physique du recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau », Thèse de doctorat, Université de Paris-Sud, France, 1979.
- [51] B. Gastaldi et R. Eschbach, « Void effects in reactor charged with plutonium », in *Proceedings of GLOBAL 2019*, Seattle, WA, sept. 2019, p. 333-340. [En ligne]. Disponible sur: https://epubs.ans.org/download/?a=46941&_ga=2.49434022.1613101120.1657730252-177370864.1619527863
- [52] E. Girardi, « Multirecyclage du plutonium en REP », présenté à Cours de la Chaire Nouveau Nucléaire 2022 PSL Mines ParisTech, 4 février 2022.
- [53] G. B. Bruna, « Aspects of physics and computation of plutonium recycling in PWRs: Full MOX loading and void effect », International Atomic Energy Agency (IAEA), 92-95003-08-X, 2001.
- [54] S. De Mattei, G. Prulhière, G. Martin, et J.-F. Vidal, « Study of neutronic phenomenology of heterogeneous moderator voiding in a partially MOX-loaded PWR », présenté à International Conference on Physics of Reactors

- 2022 (PHYSOR 2022), Pittsburgh, PA, 2022. doi: doi.org/10.13182/PHYSOR22-37303.
- [55] M. Salvatores, G. Youinou, R. Hill, T. Taiwo, et T. Kim, « Systematic Assessment of LWR Recycle Strategies », Argonne National Laboratory, Argonne, IL, Rapport technique ANL-AFCI-100, sept. 2003. doi: 10.13140/RG.2.1.3394.8325.
- [56] P. S. Teplov, P. N. Alekseev, E. A. Bobrov, et A. V. Chibinyaev, « Physical and economical aspects of Pu multiple recycling on the basis of REMIX reprocessing technology in thermal reactors », *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, vol. 2, p. 41, 2016, doi: 10.1051/epjn/2016034.
- [57] « Rapport d'évaluation de la commission nationale d'évaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs », Commission nationale d'évaluation, Paris, Rapport annuel 16, juin 2022.
- [58] G. Youinou et A. Vasile, « Plutonium Multirecycling in Standard PWRs Loaded with Evolutionary Fuels », *Nuclear Science and Engineering*, vol. 151, n° 1, p. 25-45, sept. 2005, doi: 10.13182/NSE05-A2526.
- [59] F. Damian *et al.*, « Improvement of the conversion ratio in PWR », présenté à PHYSOR 2010 – Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance, United States, 2010.
- [60] N. Camarcat, D. Lecarpentier, F. Lavaud, et P. Lemaire, « Plutonium multi recycling in pressurised water reactors of the EPR type using laser isotope separation of Pu242 », *Annals of Nuclear Energy*, vol. 129, p. 399-411, juill. 2019, doi: 10.1016/j.anucene.2019.02.010.
- [61] D. Gerardin, « Développement de méthodes et d'outils numériques pour l'étude de la sûreté du réacteur à sels fondus MSFR », Thèse de doctorat, Université Grenoble Alpes, 2018. Consulté le: 14 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://tel.archives-ouvertes.fr/tel-01971983>
- [62] H. Gruppelaar et J. P. Schapira, *Thorium as a waste management option. Final report*, Publications Office. 2000.
- [63] A. Radkowsky, « The seed-blanket core concept », *Nuclear Science and Engineering*, vol. 90, n° 4, p. 381-387, 1985.
- [64] A. Vasile *et al.*, « Advanced fuels for plutonium management in pressurized water reactors », *Journal of Nuclear Materials*, vol. 319, p. 173-179, juin 2003, doi: 10.1016/S0022-3115(03)00148-X.
- [65] M. Burghartz, H. Matzke, C. Leger, G. Vambenepe, et M. Rome, « Inert Matrices for the Transmutation of Actinides: Fabrication, Thermal Properties and Radiation Stability of Ceramic Materials. », *JRC Publications Repository*, 27 mai 1997. <https://publications.jrc.ec.europa.eu/repository/handle/JRC14664> (consulté le 4 avril 2022).
- [66] K. Hesketh *et al.*, *Plutonium management in the medium term: a review by the OECD/NEA working party on the physics of plutonium fuels and innovative fuel cycles (WPPR)*. Issy-les-Moulineaux, France: Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development, 2003.
- [67] E. Shwageraus, P. Hejzlar, et M. S. Kazimi, « A Combined Nonfertile and UO₂ PWR Fuel Assembly for Actinide Waste Minimization », *Nuclear Technology*, vol. 149, n° 3, p. 281-303, mars 2005, doi: 10.13182/NT05-A3596.

- [68] H. Akie, T. Muromura, H. Takano, et S. Matsuura, « A New Fuel Material for Once-Through Weapons Plutonium Burning », *Nuclear Technology*, vol. 107, n° 2, p. 182-192, août 1994, doi: 10.13182/NT107-182.
- [69] A. Puill et J. Bergeron, « Improved plutonium consumption in a pressurised water reactor », présenté à International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, Versailles, France, sept. 1995.
- [70] H. Golfier, M. Rohart, S. Aniel, J. Bergeron, et J. P. Deffain, « Plutonium and minor actinides recycling in PWRs with new APA concepts », présenté à Global 2001 international conference on: « “back-end of the fuel cycle: from research to solutions” », France, 2001.
- [71] International Atomic Energy Agency, Éd., *History, Development and Future of TRIGA Research Reactors*. Vienna: IAEA, 2016.
- [72] R. F. Wilson, « SNAP 10A - A Status Report Presented at the Third Biennial Aerospace Power Systems Conference, Philadelphia, Pa., September 1-4, 1964 (not preprinted). Work performed for Atomic Energy Commission under Contract AT(11-1)-GEN-8. », in *Progress in Astronautics and Rocketry*, vol. 16, Elsevier, 1966, p. 581-593. doi: 10.1016/B978-1-4832-3056-6.50029-3.
- [73] A. Puill et J. Bergeron, « Advanced Plutonium Fuel Assembly: An Advanced Concept for Using Plutonium in Pressurized Water Reactors », *Nuclear Technology*, vol. 119, n° 2, p. 123-140, août 1997, doi: 10.13182/NT97-A35381.
- [74] A. Puill, J. Bergeron, M. Rohart, S. Aniel-Buchheit, A. Bergeron, et P. Matheron, « Progress in the studies of the advanced plutonium fuel assembly », *Progress in Nuclear Energy*, vol. 38, n° 3, p. 403-406, janv. 2001, doi: 10.1016/S0149-1970(00)00145-1.
- [75] S. Aniel, M. Rohart, A. Puill, J. Bergeron, et G. Rouvière, « Plutonium multirecycling in PWR: The CORAIL concept. », in *Proceedings of ICONE 8*, Baltimore, MD, USA, avr. 2000, p. 9.
- [76] G. Youinou, A. Zaetta, A. Vasile, M. Delpech, M. Rohart, et J. L. Guillet, « Heterogeneous assembly for plutonium multi recycling in PWRs: the Corail concept », présenté à Global 2001 international conference on: « “back-end of the fuel cycle: from research to solutions” », France, 2001.
- [77] G. Martin *et al.*, « French scenarios toward fast plutonium multi-recycling in PWR », présenté à ICAPP 2018, Charlotte, North Carolina, avr. 2018. Consulté le: 5 avril 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://hal-cea.archives-ouvertes.fr/cea-01908271>
- [78] « Rapport d'évaluation de la commission nationale d'évaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs », Commission nationale d'évaluation, Paris, France, Rapport annuel 14, juin 2020.
- [79] T. K. Kim, J. A. Stillman, T. A. Taiwo, et R. N. Hill, « Assessment of transuranics stabilization in PWRs », in *Proceedings of PHYSOR 2022*, Séoul, République de Corée, oct. 2002, p. v.
- [80] Y. S. Cho et S. G. Hong, « Physics analysis of new TRU recycling options using FCM and MOX fueled PWR assemblies », *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 52, n° 4, p. 689-699, avr. 2020, doi: 10.1016/j.net.2019.10.006.
- [81] K. R. Rempe, K. S. Smith, et A. F. Henry, « SIMULATE-3 Pin Power Reconstruction: Methodology and Benchmarking », *Nuclear Science and*

- Engineering*, vol. 103, n° 4, p. 334-342, déc. 1989, doi: 10.13182/NSE89-A23686.
- [82] T. Courau, M. Cometto, E. Girardi, D. Couyras, et N. Schwartz, « Elements of Validation of Pin-by-Pin Calculations with the Future EDF Calculation Scheme Based on APOLLO2 and COCAGNE Codes », présenté à ICAPP 2008, Anaheim, CA, USA, juin 2008.
- [83] T. Courau, S. Moustafa, L. Plagne, et A. Ponçot, « DOMINO: A fast 3D Cartesian discrete ordinates solver for reference PWR simulations and SPn validation », présenté à International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering (M&C 2013), Sun Valley, Idaho, USA, mai 2013.
- [84] W. Kirschenmann, L. Plagne, A. Ponçot, et S. Vialle, « Parallel S P_N on Multi-Core CPUS and Many-Core GPUS », *Transport Theory and Statistical Physics*, vol. 39, n° 2-4, p. 255-281, mars 2010, doi: 10.1080/00411450.2010.533741.
- [85] E. Brun *et al.*, « TRIPOLI-4®, CEA, EDF and AREVA reference Monte Carlo code », *Annals of Nuclear Energy*, vol. 82, p. 151-160, août 2015, doi: 10.1016/j.anucene.2014.07.053.
- [86] C. Hou et D. Lecarpentier, « Etude de l'effet de vidange en multi-recyclage du plutonium en REP », EDF R&D, Palaiseau, Rapport de stage, juin 2019.
- [87] F. Courtin, C. Laguerre, P. Miranda, C. Chabert, et G. Martin, « Pu multi-recycling scenarios towards a PWR fleet for a stabilization of spent fuel inventories in France », *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, vol. 7, p. 23, 2021, doi: 10.1051/epjn/2021022.
- [88] Y. Collette et P. Siarry, *Optimisation multiobjectif*. Paris: Eyrolles, 2002.
- [89] V. Pareto, *Manuel d'Economie Politique*. Paris, France: V. Giard & E. Brière, 1909.
- [90] D. Freynet, « Développement d'une méthodologie pour l'optimisation multicritère de scénarios d'évolution du parc nucléaire », Thèse de doctorat, Université Grenoble Alpes, 2016. Consulté le: 30 mars 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://tel.archives-ouvertes.fr/tel-01542480>
- [91] D. A. Van Veldhuizen, « Multiobjective Evolutionary Algorithms: Classifications, Analyses, and New Innovations », 1999.
- [92] H. T. Kung, F. Luccio, et F. P. Preparata, « On Finding the Maxima of a Set of Vectors », *J. ACM*, vol. 22, n° 4, p. 469-476, oct. 1975, doi: 10.1145/321906.321910.
- [93] C. A. Coello, « An updated survey of GA-based multiobjective optimization techniques », *ACM Comput. Surv.*, vol. 32, n° 2, p. 109-143, juin 2000, doi: 10.1145/358923.358929.
- [94] G. Matheron, *Traité de géostatistique appliquée*. Paris, France: Editions Technip, 1962.
- [95] S. Baillargeon, « Le krigeage: revue de la théorie et application à l'interpolation spatiale de données de précipitations », Mémoire de Master, Université de Laval, Québec, Canada, 2005. Consulté le: 29 juin 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://corpus.ulaval.ca/jspui/handle/20.500.11794/18036>
- [96] H. Wackernagel, *Multivariate Geostatistics: An Introduction with Applications*. Springer Science & Business Media, 2003.

- [97] M. Arnaud et X. Emery, « Estimation et interpolation spatiale méthodes déterministes et géostatistiques », *Librairie Lavoisier*, septembre 2000. <https://www.lavoisier.fr/livre/mathematiques/estimation-et-interpolation-spatiale-methodes-deterministes-et-geostatistiques/arnaud/descriptif-9782746201385> (consulté le 31 mars 2022).
- [98] N. Cressie, *Statistics for Spatial Data*. Wiley, 1993.
- [99] D. G. Krige, « A statistical approach to some basic mine valuation problems on the Witwatersrand », *Journal of the Southern African Institute of Mining and Metallurgy*, vol. 52, n° 6, p. 119-139, déc. 1951, doi: 10.10520/AJA0038223X_4792.
- [100] G. Matheron, *Traité de géostatistique appliquée. Tome II Le Krigeage*. Paris: Editions BRGM, 1963.
- [101] M. L. Stein, *Interpolation of Spatial Data Some Theory for Kriging*. New York: Springer New York, 1999. Consulté le: 10 août 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://doi.org/10.1007/978-1-4612-1494-6>
- [102] D. Dupuy, C. Helbert, et J. Franco, « DiceDesign and DiceEval: Two R Packages for Design and Analysis of Computer Experiments », *Journal of Statistical Software*, vol. 65, p. 1-38, juin 2015, doi: 10.18637/jss.v065.i11.
- [103] O. Roustant, D. Ginsbourger, et Y. Deville, « DiceKriging, DiceOptim: Two R Packages for the Analysis of Computer Experiments by Kriging-Based Metamodeling and Optimization », *Journal of Statistical Software*, vol. 51, p. 1-55, oct. 2012, doi: 10.18637/jss.v051.i01.
- [104] F. Bachoc, « Parametric estimation of covariance function in Gaussian-process based Kriging models. Application to uncertainty quantification for computer experiments », Thèse de doctorat, Université Paris-Diderot - Paris VII, 2013. Consulté le: 9 août 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://tel.archives-ouvertes.fr/tel-00881002>
- [105] L. Breiman et P. Spector, « Submodel Selection and Evaluation in Regression. The X-Random Case », *International Statistical Review / Revue Internationale de Statistique*, vol. 60, n° 3, p. 291, déc. 1992, doi: 10.2307/1403680.
- [106] M. D. McKay, R. J. Beckman, et W. J. Conover, « A Comparison of Three Methods for Selecting Values of Input Variables in the Analysis of Output from a Computer Code », *Technometrics*, vol. 21, n° 2, p. 239-245, 1979, doi: 10.2307/1268522.
- [107] J. Franco, « Planification d'expériences numériques en phase exploratoire pour la simulation des phénomènes complexes », Thèse de doctorat, Ecole Nationale Supérieure des Mines de Saint-Etienne, Saint-Etienne, 2008. [En ligne]. Disponible sur: <https://tel.archives-ouvertes.fr/tel-00803107>
- [108] M. C. Shewry et H. P. Wynn, « Maximum entropy sampling », *Journal of Applied Statistics*, vol. 14, n° 2, p. 165-170, janv. 1987, doi: 10.1080/02664768700000020.
- [109] C. E. Shannon, « A Mathematical Theory of Communication », *Bell System Technical Journal*, vol. 27, n° 3, p. 379-423, juill. 1948, doi: 10.1002/j.1538-7305.1948.tb01338.x.

-
- [110] D. Blackwell, « Comparison of Experiments », *Proceedings of the Second Berkeley Symposium on Mathematical Statistics and Probability*, vol. 2, p. 93-103, janv. 1951.
- [111] D. V. Lindley, « On a Measure of the Information Provided by an Experiment », *The Annals of Mathematical Statistics*, vol. 27, n° 4, p. 986-1005, déc. 1956, doi: 10.1214/aoms/1177728069.
- [112] J. R. Koehler et A. B. Owen, « 9 Computer experiments », in *Handbook of Statistics*, vol. 13, Elsevier, 1996, p. 261-308. doi: 10.1016/S0169-7161(96)13011-X.
- [113] P. Servell, E. Girardi, et G. Martin, « Multi-objectives optimisation method for plutonium multi-recycling in pressurised water reactors: Development and application on a 100% MOX with enriched uranium support fuel core », présenté à TopFuel 2021, Santander, Espagne, oct. 2021.
- [114] S. Pilarski, « Étude du potentiel de concepts innovants de réacteurs à neutrons rapides (RNR) vis-à-vis des exigences du développement durable », Thèse de doctorat, Université Paris XI – Orsay, France, 2008. [En ligne]. Disponible sur: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?search-option=everywhere&orig_q=44052552
- [115] D. Schmitt, S. Massara, T. Jourdheuil, P. Tetart, et T. Courau, « Overall Optimization Methodology for Sodium-cooled Fast Reactor Core Conception », présenté à International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, San Diego, Californie, juin 2010.
- [116] F. Barjot, D. Schmitt, et C. Venard, « Multi-physics and multi-objective optimization methodology for sodium-cooled fast reactor conception », in *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP 2014*, janv. 2014, p. 456-465.
- [117] J. Vergnes, P. Tetart, et H. Mouney, « Multirecycling in PWRs with adapted MOX fuel », EDF R&D, Clamart, France, Rapport technique EDF--98-NB-00031, 1998. [En ligne]. Disponible sur: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/30/001/30001877.pdf?r=1
- [118] P. Servell, E. Girardi, et G. Martin, « Evaluation of Fuel Assemblies for Plutonium Multi-recycling in Pressurised Water Reactors with MOX Enriched Uranium Support Fuel », présenté à International Conference on Physics of Reactors 2022, Pittsburgh, PA, mai 2022. doi: 10.13182/PHYSOR22-37544.
- [119] L. Tillard, « Impact du déploiement de réacteurs de type ASTRID sur la gestion dynamique du plutonium dans des scénarios de transitions électronucléaires », Thèse de doctorat, Université Paris Saclay (COMUE), 2019. Consulté le: 6 avril 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://tel.archives-ouvertes.fr/tel-02628512>
- [120] N. Thiollière, « Les études de scénarios nucléaires à l'in2p3 », présenté à Groupe de Recherche Sciences Nucléaires pour l'Énergie et l'Environnement 2019, Lyon, France, janvier 2019. Consulté le: 6 avril 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://hal.archives-ouvertes.fr/hal-02461999>
- [121] G. Krivtchik, « COSI7: The new CEA reference electro-nuclear simulation tool », *EPJ Web Conf.*, vol. 247, 2021, doi: 10.1051/epjconf/202124713001.

- [122] B. Mougnot *et al.*, « Core library for advanced scenario simulation, C.L.A.S.S.: principle & application », in *Proceedings of PHYSOR 2014*, Kyoto, Japon, sept. 2014, p. 12. Consulté le: 11 septembre 2022. [En ligne]. Disponible sur: <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01119778>
- [123] B. Carlier, « COSAC: A computational code for investigations on nuclear fuel cycles », in *Eleventh Information Exchange Meeting of Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, San Francisco, California, USA, nov. 2010, p. 8.
- [124] S. Massara, G. Leroux, P. Tetart, et C. Garzenne, « TIRELIRE - STRATEGIE: a fuel cycle simulation code for EDF nuclear strategy studies », présenté à GLOBAL 2005: Proceedings of the international conference on nuclear energy systems for future generation and global sustainability, Tsukuba, Japan, oct. 2005.
- [125] G. Rimpault *et al.*, « The ERANOS Code and data system for fast reactor neutronic analyses », présenté à PHYSOR 2002 - International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing, oct. 2002. Consulté le: 31 août 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://hal-cea.archives-ouvertes.fr/cea-02906396>
- [126] F. Laugier, C. Garzenne, et E. Cabrol, « Very fast isotopic inventory and decay heat calculations in PWR spent nuclear fuel for industrial application », présenté à M-C 2005- International topical meeting on mathematics and computation, supercomputing, reactor physics and nuclear and biological applications, France, 2005.
- [127] S. D. Marguet, « Very fast isotopic and mass balance calculations used for strategic planing of the nuclear fuel cycle », in *Proceedings of GLOBAL 1993*, Seattle, WA, 1993, p. 16.
- [128] W. Kutta, « Beitrag zur näherungsweise Integration totaler Differentialgleichungen », *Z. Math. Phys.*, vol. 46, p. 435-453, 1901.
- [129] C. Runge, « Ueber die numerische Auflösung von Differentialgleichungen », *Math. Ann.*, vol. 46, n° 2, p. 167-178, juin 1895, doi: 10.1007/BF01446807.
- [130] A. Tsilanizara *et al.*, « DARWIN: An Evolution Code System for a Large Range of Applications », *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 37, p. 845-849, mars 2000, doi: 10.1080/00223131.2000.10875009.
- [131] C. Garzenne et N. Crouzet, « Procédure GENBASE de génération et validation des bases de données exploitées par les codes STRAPONTIN V6.0 et ECRIN V2.0 », EDF R&D, Clamart, France, Note technique interne EDF HT-11/98/021B, août 1999.
- [132] S. Massara, P. Tetart, et L. Boucher, « A French scenario for Fast Reactor deployment over the XXIst century », in *Proceedings of the third workshop on Advanced Reactors with Innovative Fuels*, Oak Ridge, Tennessee, USA, févr. 2005, p. 369-376.
- [133] K. Tirel, « Méthodologie de couplage de la conception de cœurs avec les scénarios électronucléaires: application au cas des RNR-Na », These de doctorat, Université Grenoble Alpes, 2021. Consulté le: 9 mars 2022. [En ligne]. Disponible sur: <https://www.theses.fr/2021GRALI093>
- [134] C. Coquelet-Pascal, M. Tiphine, G. Krivtchik, D. Freynet, R. Girieud, et R. Eschbach, « COSI6: a Tool for Nuclear Transition Scenarios Studies »,

présenté à GLOBAL 2015, Paris, France, sept. 2015. [En ligne]. Disponible sur: <https://hal-cea.archives-ouvertes.fr/cea-02509673>

Liste des figures

Figure 1-1 : Représentation schématique du fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée.	8
Figure 1-2 : Schéma représentant une fraction d'un crayon combustible.	9
Figure 1-3 : Schéma d'un assemblage combustible UOX 17 x 17 tel qu'utilisé dans les réacteurs à eau pressurisée français [10].	10
Figure 1-4 : Illustration, pour un cœur d'EPR, des différentes échelles entre les éléments.	11
Figure 1-5 : Impact du fractionnement et de l'enrichissement en ^{235}U sur la longueur de campagne. Issu de [9].	14
Figure 1-6 : Plan de chargement du cœur retenu pour cette étude.	15
Figure 1-7 : Cycle du combustible nucléaire français [20].	16
Figure 1-8 : Représentation schématique d'un cycle du combustible nucléaire ouvert. Issu de [22].	18
Figure 1-9 : Représentation schématique d'un cycle fermé, reposant des réacteurs à neutrons rapides (RNR). Issu de [22].	21
Figure 1-10 : Evolution dans le temps de l'inventaire radiotoxique des différents composants d'un combustible UOX irradié à 45 GWj/t. Extrait de [31].	22
Figure 1-11 : Graphique logarithmique-logarithmique représentant l'évolution des sections efficaces microscopiques de fission et de capture de ^{235}U et de ^{238}U en fonction de l'énergie du neutron, issues de JEFF-3.2 [42].	26
Figure 1-12 : Graphique logarithmique-logarithmique représentant l'évolution des sections efficaces microscopiques de fission et de capture de ^{239}Pu , ^{240}Pu et ^{241}Pu en fonction de l'énergie incidente du neutron, issues de JEFF-3.2 [42].	26
Figure 1-13 : Chaîne d'évolution des principaux transuraniens telle qu'utilisée par COCAGNE [7].	34
Figure 1-14 : Evolution de la concentration isotopique des éléments U-Pu pour un combustible UOX.	35
Figure 1-15 : Evolution de la concentration isotopique des actinides mineurs pour un combustible UOX.	36
Figure 1-16 : Evolution de la concentration isotopique des éléments U-Pu pour un combustible UOX.	37
Figure 1-17 : Evolution de la concentration isotopique des actinides mineurs pour un combustible MOX.	38
Figure 2-1 : Spectres obtenues pour des combustibles UOX et MOX, figure issue et traduite de [51].	44
Figure 2-2 : Sections efficaces microscopiques d'absorptions pour différents poisons neutroniques se trouvant dans les réacteurs, issues de JEFF-3.2 [42].	45
Figure 2-3 : Evolution du k_{∞} pour le combustible UOX, avec et sans gadolinium, et le combustible MOX, issus des calculs d'évolutions présentés en partie 1.5.1.	46
Figure 2-4 : Evolution du facteur de multiplication infini pour cinq combustibles au plutonium en fonction de leur taux d'irradiation.	48

Figure 2-5 : Illustration de la distribution de puissance à l'interface entre du combustible UOX et MOX en l'absence (gauche) et en présence (droite) du zonage [52].	49
Figure 2-6 : Evolution du spectre du combustible UOX en fonction du taux de vide. Extrait et traduit de [51].	50
Figure 2-7 : Evolution du spectre du combustible MOX en fonction du taux de vide pour une énergie inférieure à 100 eV. Extrait et traduit de [51].	51
Figure 2-8 : Evolution de l'effet de vidange en fonction de la fraction de vide pour différentes teneur de plutonium.	52
Figure 2-9 : Schéma représentant un assemblage DUPLEX, à partir de [66].	55
Figure 2-10 : Quarts d'assemblage combustible CONFU, pour sa configuration de base et sa configuration dite « Equilibrium », extraits de [67].	56
Figure 2-11 : Schéma d'assemblage du concept PLUTON [69].	57
Figure 2-12 : Quarts d'assemblage combustible APA, pour une configuration avec crayons annulaires ou avec crayons cruciformes [64], [73].	58
Figure 2-13 : Assemblage combustible CORAIL, tel que présenté dans [75].	59
Figure 2-14 : Assemblage combustible à rapport de modération augmenté CORAIL-TRU, présenté dans [79].	60
Figure 2-15 : Schéma représentant un assemblage combustible MIX trizoné.	61
Figure 3-1 : Schéma de l'approche en deux étapes de la chaîne de calcul de cœur d'EDF.	66
Figure 3-2 : Les trois niveaux d'homogénéisation de l'assemblage combustible dans COCAGNE [7].	67
Figure 3-3 : Evolution du taux d'irradiation au cours d'une campagne, pour une gestion combustible MIX, issue d'un calcul COCAGNE.	71
Figure 3-4 : Evolution du facteur de point chaud en fonction du taux d'irradiation, pour une gestion combustible MIX, issue d'un calcul COCAGNE.	72
Figure 3-5 : Chaîne de décroissance radioactive des transuraniens, telle que présente dans COCAGNE [7].	74
Figure 3-6 : Evolution du rapport consommation / production γ du plutonium et du nombre d'EPR chargés en 100 % MIX en fonction du facteur d'équilibre f_{MIX} .	78
Figure 3-7 : Illustration de l'effet de vidange à C_B fixée, pour différentes valeurs de $BUAC$, en fonction de la fraction de vide.	81
Figure 4-1 : Surfaces de compromis obtenues à l'aide de l'algorithme pour les problèmes S_1 (gauche) et S_2 (droite).	92
Figure 4-2 : Surfaces de compromis obtenues à l'aide de l'algorithme pour les problèmes H_1 (gauche) et H_2 (droite).	93
Figure 4-3 : Schéma représentant les différents modèles d'interpolation spatiale d'un phénomène naturel, issu de [95].	95
Figure 4-4 : Comparaison entre les valeurs observées y_i et les prédictions croisées $y - i$.	102
Figure 4-5 : Droite de Henry issue de l'estimation de la production d'américium prédite par krigeage.	103
Figure 4-6 : Distribution des résidus standardisés dans l'intervalle $[-3 ; +3]$.	105
Figure 5-1 : Schéma de la méthode d'optimisation et d'évaluation développée dans cette thèse.	113

Figure 5-2 : Représentation schématique de l'assemblage combustible MIX (gauche) et du plan de chargement du cœur de réacteur (droite).	115
Figure 5-3 : Variation de la prédiction du facteur de point chaud en fonction de son paramètres d'entrée. La ligne en tiret bleue représente l'estimation de F_{xy} tandis que l'enveloppe bleue représente l'écart-type de krigeage associé.	117
Figure 5-4 : Evolution de l'écart-type local associé aux prédictions de P_{Am} dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).	119
Figure 5-5 : Prédiction de C_B (gauche) et de L_{Cycle} (droite) dans l'espace des paramètres.	120
Figure 5-6 : Prédiction de F_{xy} dans l'espace des paramètres.	120
Figure 5-7 : Carte de puissance pour un cœur au plan de chargement optimisé ($^{235}U = 3,5\%$; $Pu = 6,5\%$; gauche) et non optimisé ($^{235}U = 1,5\%$; $Pu = 9,5\%$; droite).	121
Figure 5-8 : Evolution de P_{Am} (haut, gauche), P_{Np} (haut, droite), P_{Cm} (bas, gauche) et P_{AM} (bas, droite) en fonction des variables d'optimisation.	122
Figure 5-9 : Prédiction de C_{Pu} et de f_{MIX} dans l'espace des paramètres.	123
Figure 5-10 : Prédiction de F_{xy} dans le plan d'optimisation (P_{AM} , f_{MIX}).	124
Figure 5-11 : Prédiction des variables d'optimisation, ^{235}U (gauche) et Pu (droite) dans le plan d'optimisation (P_{AM} , f_{MIX}).	125
Figure 5-12 : Prédiction des contraintes d'optimisation CB (gauche) et $LCycle$ (droite) dans le plan d'optimisation (P_{AM} , f_{MIX}).	126
Figure 5-13 : Répartition des configurations de flotte dans le plan d'optimisation contraint (P_{AM} , f_{MIX}).	128
Figure 5-14 : Localisation des différentes solutions retenues au problème d'optimisation, en fonction du facteur de point chaud, le long du front de Pareto.	128
Figure 6-1 : Répartition des points du plan d'expérience dans l'espace (^{235}U , Pu , Q_{Pu} , ^{241}Pu).	136
Figure 6-2 : Prédiction du facteur de point chaud en fonction de son paramètres d'entrée pour un point du plan d'expérience.	137
Figure 6-3 : Tests diagnostiques pour le métamodèle prédisant le facteur de point chaud : répartitions des valeurs estimées en fonctions des valeurs observées (haut, gauche) ; distributions des résidus normalisés en fonction des valeurs observées (haut, droite) ; résidus normalisés ordonnés en fonction des quantiles de la loi normale (bas).	138
Figure 6-4 : Répartitions des valeurs estimées en fonctions des valeurs observées pour le métamodèle prédisant le coût amont.	140
Figure 6-5 : Estimation de C_B (gauche) et de L_{Cycle} (droite) et de l'effet de vidange (bas) dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).	142
Figure 6-6 : Prédiction de l'effet de vidange dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).	142
Figure 6-7 : Prédiction du coût amont dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).	143
Figure 6-8 : Prédiction de η_{Pu} dans l'espace des paramètres (^{235}U ; Pu).	144
Figure 6-9 : Prédiction de C_B (gauche) et de L_{Cycle} (droite) dans l'espace des paramètres (Q_{Pu} ; ^{241}Pu).	145

Figure 6-10 : Prédiction de l'effet de vidange $\Delta\rho_{vidange}$ dans l'espace des paramètres ($Q_{Pu}; {}^{241}Pu$).	145
Figure 6-11 : Prédiction de F_{xy} dans l'espace des paramètres ($Q_{Pu}; {}^{241}Pu$).	146
Figure 6-12 : Prédiction du coût amont dans l'espace des paramètres ($Q_{Pu}; {}^{241}Pu$).	147
Figure 6-13 : Prédiction de η_{Pu} dans l'espace des paramètres ($Q_{Pu}; {}^{241}Pu$).	148
Figure 6-14 : Prédiction de P_{Am} dans l'espace des paramètres ($Q_{Pu}; {}^{241}Pu$).	149
Figure 6-15 : Prédiction de P_{Cm} dans l'espace des paramètres ($Q_{Pu}; {}^{241}Pu$).	149
Figure 6-16 : Prédiction de P_{Np} dans l'espace des paramètres ($Q_{Pu}; {}^{241}Pu$).	150
Figure 6-17 : Prédiction de C_{Pu} (gauche) et de f_{MIX} (droite) dans l'espace des paramètres ($Q_{Pu}; {}^{241}Pu$).	151
Figure 6-18 : Prédiction du coût amont (haut, gauche), de f_{MIX} et de η_{Pu} , dans le sous-espace (F_{xy}, L_{Cycle}).	153
Figure 6-19 : Prédiction du facteur d'équilibre f_{MIX} dans le sous-espace (F_{xy}, L_{Cycle}).	153
Figure 6-20 : Prédiction du facteur d'utilisation du plutonium η_{Pu} dans l'espace (F_{xy}, L_{Cycle}).	154
Figure 6-21 : Prédiction des paramètres d'optimisation dans le sous-espace (F_{xy}, L_{Cycle}).	156
Figure 6-22 : Evolution du coût amont dans l'espace (F_{xy}, L_{Cycle}).	157
Figure 6-23 : Prédiction de l'ensemble des solutions contraintes du problème (P_2) (gris) et des solutions formants la surface de Pareto du problème (P_2) (couleur), dans l'espace d'optimisation ($F_{xy}; L_{Cycle}$; coût amont) (haut, gauche) et les plans d'optimisation ($F_{xy}; L_{Cycle}$) (haut, droite), (L_{Cycle} ; coût amont) (bas, gauche) et (coût amont; F_{xy}) (bas, droite).	159
Figure 6-24 : Répartition de ${}^{235}U$ (gauche) et de Pu (droite) sur la surface de Pareto, dans l'espace des objectifs (CA, F_{xy}).	160
Figure 6-25 : Répartition de Q_{Pu} (gauche) et ${}^{241}Pu$ (droite) sur la surface de Pareto, dans l'espace des objectifs (CA, F_{xy}).	160
Figure 7-1 : Schéma illustrant le fonctionnement de TIRELIRE-STRATEGIE pendant une année de scénario.	169
Figure 7-2 : Articulation entre les différents codes utilisés par TIRELIRE-STRATEGIE.	170
Figure 7-3 : Schéma illustrant le chainage entre TIRELIRE-STRATEGIE et la méthodologie d'évaluation des cœurs présentée dans cette thèse.	173
Figure 7-4 : Scénario EPR MIX 8 % ; 9,54 % et 12 %, issu de [77].	175
Figure 7-5 : Déroulé du scénario « EPR MIX 8 % » simulé TIRELIRE-STRATEGIE.	176
Figure 7-6 : Evolution de l'inventaire en plutonium dans le cycle du combustible, tel que calculé par TIRELIRE-STRATEGIE.	177
Figure 7-7 : Evolution des capacités maximales de retraitement au cours du scénario, telle que définie dans TIRELIRE-STRATEGIE.	178
Figure 7-8 : Evolution isotopique du combustible MIX au chargement dans le scénario MIX 8 %.	179
Figure 7-9 : Répartition des points du plan d'expérience dans l'espace à 8 dimensions.	182

Figure 7-10 : Evolution du facteur de point chaud au cours du scénario de référence.	184
Figure 7-11 : Evolution de la longueur de cycle et du <i>burn-up</i> moyen de décharge au cours du scénario de référence.	185
Figure 7-12 : Evolution du coût amont dans le scénario de référence.	186
Figure 7-13 : Evolution de la marge de réactivité à la vidange pour le scénario de référence.	187
Figure 7-14 : Comparaison entre les solutions formant le front de Pareto, en noir, et celles issues du scénario de référence, en couleur.	189
Figure 7-15 : Evolution de la distance au compromis pour une année, représentée par un triangle.	191
Figure 7-16 : Evolution de la distance au front de Pareto en fonction de l'année du scénario.	191
Figure 7-17 : Répartition de la distance au front de Pareto pour les grilles d'exploration des trois vecteurs étudiés.	193
Figure 7-18 : Prédiction de la distance au front de Pareto dans l'espace des paramètres : « Pu / ²³⁵ U », pour les vecteurs isotopiques 2055 (haut ; gauche), 2063 (haut ; droite) et 2080 (bas).	194
Figure 7-19 : Prédiction de F_{xy} pour le vecteur Pu « moyen » dans l'espace des paramètres « ²³⁵ U / Pu ».	196
Figure 7-20 : Evolution de F_{xy} pour le scénario de référence, en gris, et le scénario optimisé n°1, en vert.	198
Figure 7-21 : Déploiement des EPR chargés en MIX pour le scénario standard et le scénario optimisé n°1.	199
Figure 7-22 : Evolution de la longueur de cycle au cours du temps et du <i>burn-up</i> moyen de décharge, pour les scénarios de référence et optimisé n°1.	200
Figure 7-23 : Evolution de l'enrichissement en ²³⁵ U du combustible MIX au cours du temps pour les scénarios de référence et optimisé n°1.	200
Figure 7-24 : Evolution de la marge de réactivité au cours du temps pour le scénario pour les scénarios de référence et optimisé n°1.	201
Figure 7-25 : Evolution du coût amont au cours du temps pour le scénario pour les scénarios de référence et optimisé n°1.	202
Figure 7-26 : Représentation schématique de la méthode d'optimisation du coût amont.	203
Figure 7-27 : Evolution du coût amont dans l'espace des paramètres d'enrichissement pour le vecteur 2055 (haut), 2063 (milieu) et 2080 (bas).	204
Figure 7-28 : Evolution des marges à la vidange au cours du temps, pour le scénario de référence et le nouveau scénario.	206
Figure 7-29 : Evolution du coût amont au cours du temps pour le scénario de référence et le nouveau scénario.	207
Figure 7-30 : Evolution de la teneur en plutonium au cours du temps, pour le scénario de référence et le scénario optimisé n°2.	209
Figure 7-31 : Evolution de la composition isotopique du plutonium et de l'enrichissement en ²³⁵ U du combustible MIX du nouveau scénario au cours du temps.	209
Figure 7-32 : Déploiement des centrales EPR chargées avec du combustible MIX au cours du temps, pour le scénario de référence et le nouveau scénario.	210

Figure 7-33 : Répartition du plutonium au cours du temps dans le scénario optimisé n°2.	212
Figure 7-34 : Evolution du besoin en uranium naturel au cours du temps et de l'enrichissement en ^{235}U , pour le scénario de référence et le nouveau scénario.	212
Figure 7-35 : Evolution de l'enrichissement en ^{235}U du support uranium du combustible MIX pour le scénario de référence et le scénario optimisé n°2.	213
Figure 7-36 : Quantité de combustible MIX fabriqué au cours du temps.	214
Figure 7-37 : Evolution de la quantité de plutonium dans le cycle au cours du temps, pour le scénario de référence et le scénario optimisé n°2.	215

Liste des tableaux

Tableau 1-1 : Classification des déchets nucléaires et gestions proposées par l'ANDRA [39].	24
Tableau 1-2 : Propriétés de certains isotopes du plutonium et des actinides mineurs, issues de [31].	39
Tableau 2-1 : Comparaison des sections efficaces de fission et de capture du plutonium pour un REP MOX [27].	47
Tableau 2-2 : Comparaison des consommations pour différents combustibles.	62
Tableau 2-3 : Classification des combustibles en fonction de l'objectif souhaité.	62
Tableau 3-1 : Valeurs des différents termes constituant ζ .	76
Tableau 3-2 : Critères de la gestion combustible étudiée.	83
Tableau 5-1 : Formalisation du problème d'optimisation P_1 .	114
Tableau 5-2 : Coordonnées des paramètres du plan d'expérience.	116
Tableau 5-3 : Ecart-type moyen associée à chaque performance prédite.	118
Tableau 5-4 : Caractéristiques des différentes configurations optimales du problème P_1 .	129
Tableau 5-5 : Comparaison entre les résultats interpolées par krigeage et ceux obtenus par le schéma neutronique.	129
Tableau 6-1 : Formalisation du problème d'optimisation P_2 .	134
Tableau 6-2 : Définition du plan d'expérience.	135
Tableau 6-3 : Caractéristiques des métamodèles associés aux observables prédites.	139
Tableau 6-4 : Définition de la grille d'expérience de P_2 .	141
Tableau 6-5 : Contraintes appliqués aux observables de l'espace étudié.	152
Tableau 6-6 : Caractéristiques des deux vecteurs objectifs.	161
Tableau 6-7 : Configurations de la surface de Pareto minimisant le produit scalaire $P \cdot O$, pour le vecteur objectif 2055 et trois pondérations différentes.	162
Tableau 6-8 : Caractéristiques des deux solutions optimales du problème P_2 .	162
Tableau 7-1 : Caractéristiques résumées du scénario de référence pour les EPR.	174
Tableau 7-2 : Espace de variation des plans d'expérience pour les périodes A et B.	180
Tableau 7-3 : Caractéristiques des métamodèles associés aux observables prédites.	183
Tableau 7-4 : Contraintes appliquées aux solutions formant le front de Pareto.	188
Tableau 7-5 : Isotopie du plutonium, pour les trois années étudiées.	192
Tableau 7-6 : Grille d'exploration utilisée.	193
Tableau 7-7 : Plage de variation de l'isotopie du plutonium pendant la période A et isotopie du vecteur plutonium « moyen ».	195

Tableau 7-8 : Grille de prédiction utilisée pour la cartographie du facteur de point chaud maximal, pour la période A.	196
Tableau 7-9 : Caractéristiques et performances de la solution optimale retenue pour la période A.	197
Tableau 7-10 : Déploiement des tranches EPR MIX pour les deux pour le scénario standard et le scénario optimisé n°1.	199
Tableau 7-11 : Valeurs d'enrichissement retenues pour les trois sous-périodes.	206
Tableau 7-12 : Comparaison des coûts amont et intégrés, entre les trois scénarios.	207
Tableau 7-13 : Déploiement des EPR MIX pour le scénario de référence, le scénario intermédiaire et le nouveau scénario.	210