

THÈSE

en vue de l'obtention du : **DOCTORAT**

Structure de Recherche : Laboratoire de Matière Condensée et Sciences Interdisciplinaires (LAMCSCI)

Discipline : Physique

Spécialité : Physique Nucléaire

Présentée et Soutenue le : 08 / 07 / 2025

Par :

Mohamed LKOUZ

***Exploration du Potentiel du Combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2
dans les réacteurs à eau pressurisée type SMR, étude
paramétrique.***

Devant le JURY :

El Mahjoub CHAKIR	PES, Faculté des Sciences, Université Ibn Tofail de kenitra	Président
Najim TAHIRI	MCH, Faculté des Sciences, Université Mohammed V de Rabat	Rapporteur / Examineur
Alaaeddine LAHBAS	MCH, Faculté des Sciences, Université Mohammed V de Rabat	Rapporteur / Examineur
Elmehdi ALIBRAHMI	PES, Faculté des Sciences, Université Ibn Tofail de kenitra	Rapporteur / Examineur
Hicham HARRASS	MCH, Faculté de Médecine et de Pharmacie ; Université Hassan II de Casablanca	Examineur
Ouadie KABACH	MC, Faculté des Sciences, Université Ibn Tofail de kenitra	Co-encadrant
Omar El BOUNAGUI	PES, Faculté des Sciences, Université Mohammed V de Rabat	Directeur de thèse

Année Universitaire : 2024 - 2025

Dédicace

À mes parents,

pour leur amour inconditionnel, leur soutien constant et leurs encouragements tout au long de mon parcours.

À mes sœurs,

pour leur présence réconfortante et leur appui indéfectible.

À l'âme de ma chère grand-mère,

dont la sagesse et les valeurs continuent de m'inspirer chaque jour, je dédie humblement ce travail.

Remerciements

Les travaux de recherche présentés dans cette thèse ont été menés au sein du Laboratoire de Matière Condensée et Sciences Interdisciplinaires (**LAMCSCI**), relevant du département de physique de la Faculté des Sciences de l'Université Mohammed V de Rabat, sous la direction de Monsieur **Omar EL BOUNAGUI**, Professeur de l'Enseignement Supérieur.

Je souhaite exprimer ma profonde gratitude à Monsieur **Omar EL BOUNAGUI**, directeur de cette thèse, pour l'attention rigoureuse et bienveillante qu'il m'a portée tout au long de mes travaux. Sa confiance, son accueil chaleureux au sein du laboratoire, ainsi que la clarté de ses conseils, son sens de l'écoute et son expertise scientifique ont été pour moi des soutiens précieux à chaque étape de ce parcours.

Je tiens également à remercier très sincèrement Monsieur **Ouadie KABACH**, Professeur Assistant à l'Université Ibn Tofail de Kénitra, pour sa présence constante et son appui indéfectible durant ces années de recherche. Son écoute attentive, ses conseils judicieux et son soutien dans les moments difficiles ont été d'une grande valeur pour moi.

Je suis profondément reconnaissant à Monsieur **Chakir EL MAHJOUB**, Professeur de l'Enseignement Supérieur à l'Université Ibn Tofail de Kénitra, d'avoir accepté de présider le jury de ma soutenance et de m'honorer par sa présence. Sa rigueur scientifique, ses remarques pertinentes et son évaluation exigeante ont largement contribué à enrichir ce travail.

Je souhaite exprimer ma profonde reconnaissance à Monsieur **Najim TAHIRI**, Maître de Conférences Habilité à la Faculté des Sciences de Rabat, pour avoir pris le temps de rapporter mon travail de thèse. Ses observations, ses suggestions et ses remarques constructives ont grandement contribué à l'amélioration de la qualité de ce manuscrit.

Je tiens également à exprimer ma gratitude à Monsieur **Alaeddine LAHBAS**, Maître de Conférences Habilité à la Faculté des Sciences de Rabat, pour avoir accepté d'assurer la fonction de rapporteur de ce travail. Ses remarques pertinentes et son implication ont grandement contribué à l'amélioration de la qualité de ce manuscrit.

Je souhaite également exprimer ma profonde gratitude à Monsieur **Elmehdi ALIBRAHMI**, Professeur de l'Enseignement Supérieur à l'Université Ibn Tofail de Kénitra, pour avoir accepté d'assumer la fonction de rapporteur de ce travail. Ses remarques éclairées et son engagement attentif ont largement contribué à l'enrichissement et à l'amélioration de ce manuscrit.

Je remercie également Monsieur **Hicham HARRASS**, Maître de Conférences Habilité à la Faculté de Médecine et de Pharmacie de l'Université Hassan II de Casablanca, pour avoir accepté d'examiner mon travail et pour ses suggestions précieuses qui ont contribué à son enrichissement.

Je tiens à exprimer toute ma reconnaissance à Monsieur **Taoufiq BOUASSA**, Docteur en sciences physiques, pour son soutien inestimable tout au long de mon parcours de recherche. Sa disponibilité, ses encouragements constants, ses conseils avisés et l'accès généreux aux ressources bibliographiques ont été pour moi d'un apport décisif.

Merci infiniment à tous.

Résumé

Cette thèse explore le potentiel du combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 dans les réacteurs modulaires de petite taille, en mettant en avant ses avantages et ses défis. Nos recherches révèlent que ce mélange de combustible innovant peut améliorer les performances et la sécurité des SMR tout en réduisant la production d'isotopes indésirables tels que le plutonium et les actinides mineurs à longue durée de vie. Les SMR, connus pour leur conception robuste et leurs caractéristiques de sûreté passive, gagnent en popularité en raison de leur capacité à s'adapter à diverses demandes énergétiques. En remplaçant ^{238}U par le ^{232}Th , des avantages significatifs tels qu'une production réduite de plutonium et une densité de puissance accrue sont obtenus avec le combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 . Malgré des performances légèrement inférieures par rapport au combustible (^{232}Th - ^{233}U) O_2 pur, le (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 présente une période critique 14% plus longue sans nécessiter de modifications majeures du réacteur. Cependant, maintenir un coefficient de température du modérateur négatif pose un défi lors de l'utilisation de ^{233}U comme matériau fissile. Pour y remédier, nous proposons l'intégration de PaO_2 en tant qu'Absorbeurs Intégrés de Combustible Brûlable, améliorant ainsi la température du modérateur et le coefficient de température du combustible grâce à l'absorption thermique et à la résonance. Nos résultats suggèrent que le combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 est viable et offre des avantages significatifs en termes de sécurité et de performances dans les SMRs.

Mots-clefs : SMR, IFBAs, Combustible Innovant, Absorbeurs Intégrés Coefficient de température

Abstract

This thesis investigates the potential of $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ fuel in small modular reactors, emphasizing its advantages and challenges. Our research reveals that this innovative fuel blend can enhance SMR performance and safety while mitigating the production of undesirable isotopes like plutonium and long-lived minor actinides. SMRs, known for their robust design and passive safety features, are gaining traction for their adaptability to diverse energy demands. By replacing ^{238}U with ^{232}Th , significant benefits such as reduced plutonium production and increased power density are achieved with $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ fuel. Despite slightly lower performance compared to pure $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ fuel, $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ exhibits a 14% longer critical period without requiring major reactor modifications. However, maintaining a negative moderator temperature coefficient poses a challenge when using ^{233}U as fissile material. To address this, we propose the integration of PaO_2 as Integrated Fuel Burnable Absorbers, enhancing moderator temperature and the Fuel temperature coefficient through thermal absorption and resonance. Our findings suggest that $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ fuel is viable and offers substantial safety and performance advantages in SMRs.

Keywords : SMR, IFBAs, Innovative Fuel, Integrated Absorbers, Temperature Coefficient

Liste des abréviations

SMR : Réacteur Modulaire de Petite Taille

MTC : Coefficient Température du Modérateur

FTC : Coefficient Température du Combustible

IFBA : Absorbeur de Neutron Intégré dans le Combustible

LWR : Réacteur à Eau Légère

LMR : Réacteur à Métal Liquide

MSR : Réacteur à Sel Fondu

HTR : Réacteur à Haute Température

HWR : Réacteur à Eau Lourde

PWR : Réacteur à Eau Pressurisée

iPWR : Réacteur à Eau Pressurisée Intégré

BWR : Réacteur à Eau Bouillante

NSSS : Système Nucléaire de Production de Vapeur

FNPP : Centrale Nucléaire Flottante

GIF : Forum International Génération IV

Liste des Figures

Figure 1. 1. Sections efficaces de fission (a) et de capture (b) pour des isotopes de l'uranium et du plutonium.....	8
Figure 1. 2. Schéma de la méthode MOC sur une cellule combustible.....	23
Figure 2. 1. Comparaison du système d'approvisionnement en vapeur nucléaire du Westinghouse AP1000 de 1 150 MWe, Gen III+ (a) avec celui du Westinghouse SMR de 225 MWe) (b). Le NSSS est intégré dans un module dans un iPWR.....	29
Figure 2. 2. Les réacteurs nucléaires de petite taille peuvent être déployés de manière impossible pour les grands réacteurs, comme sous terre, sur une barge ou sous l'eau.....	30
Figure 2. 3. Schéma du système de sûreté nucléaire d'un réacteur à eau lourde.....	31
Figure 2. 4. Schémas des NSSS des réacteurs à haute température utilisant une configuration de combustible en lit de galets (à gauche, le HTR-PM) et des assemblages de combustible (à droite, l'EM2).	32
Figure 2. 5. Schéma du système d'alimentation en vapeur d'un réacteur à métal liquide.	34
Figure 2. 6. Schéma des équipements internes d'une cuve de REP.....	40
Figure 2. 7. Vues schématiques d'un assemblage combustible.	45
Figure 2. 8. Sections efficaces de capture des isotopes du gadolinium [28].	47
Figure 2. 9. Evolution de la réactivité d'un assemblage sans bore soluble enrichi à 4,95 wt.% et contenant des poison consommables [29,30].....	48
Figure 3. 1. Le facteur η de ^{233}U , de ^{235}U et de ^{239}Pu en fonction de l'énergie des neutrons incidents.....	52
Figure 3. 2. Section efficace de capture thermique du ^{238}U et ^{232}Th	53
Figure 3. 3. La chaîne de transmutation du thorium.....	54
Figure 3. 4. Vue schématique des conceptions d'assemblage SBU et WASB.....	59
Figure 3. 5. Sections efficaces de fission des principaux noyaux fissiles.	63
Figure 4. 1. Schéma de traitement des fichiers d'entrée pour le schéma de calcul de micro-déplétion dans DRAGON-5.....	70
Figure 4. 2. Disposition horizontale de l'assemblage de combustible PWR selon le code DRAGON.	71
Figure 4. 3. K_{INF} à différents niveaux d'épuisement du combustible pour les types de combustible examinés. La ligne horizontale en pointillés représente $K_{\text{INF}} = 1,07$	75

Figure 4. 4. Concentrations de Xe-135 et Sm-149 à différents niveaux d'épuisement du combustible pour les différents types de combustible examinés.	76
Figure 4. 5. Variation du ratio d'inventaire fissile pour les combustibles analysés en fonction de l'épuisement.	77
Figure 4. 6. Variation de la concentration isotopique des principaux actinides en fonction de l'épuisement du combustible.	82
Figure 4. 7. Spectres neutroniques pour le modèle de combustible analysé au début et à la fin du cycle.	84
Figure 4. 8. Distribution de puissance radiale au début et à la fin du cycle pour les types de combustible analysés.	86
Figure 4. 9. Distribution radiale relative de la puissance de fission au MOC et à l'EOC.	88
Figure 4. 10. FTC et MTC aux BOC et EOC pour les types de combustible analysés.	90
Figure 4. 11. Conception d'une barre de combustible enduite avec IFBA.	93
Figure 4. 12. Configurations envisagées pour les barres IFBA dans l'assemblage de combustible proposé (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U)O ₂	93
Figure 4. 13. Variation du facteur de multiplication avec le taux de combustion dans différents cas de combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U)O ₂ avec des IBFAs comparé au Modèle 1 et à la référence.	95
Figure 4. 14. Périodes de criticité en fonction des taux de fuite neutronique.	96
Figure 4. 15. Coefficients de réactivité FTC et MTC au début BOC) et EOC pour les différents cas analysés.	97

Liste des Tableaux

Tableau 1. 1. Répartition de l'énergie de fission de ^{235}U	7
Tableau 1. 2. Contributions au bilan neutronique	13
Tableau 1. 3. Solutions analytiques pour diverses géométries.	18
Tableau 2. 1. Une liste de conceptions de réacteurs (<300 MWe), triée par ordre alphabétique de pays, puis par nom. Les iPWR (réacteurs nucléaires à eau sous pression intégrés) sont des PWR intégraux, un type de SMR qui sera introduit ci-dessous.	27
Tableau 2. 2. Paramètres à optimiser et limites physiques et technologiques.	40
Tableau 2. 3. Matériaux absorbants et leur comportement sous irradiation.	44
Tableau 3. 1. Comparaison de certaines propriétés nucléaires pour les isotopes fertiles et fissiles.	64
Tableau 4. 1. Spécifications géométriques de l'assemblage étudié [32].....	71
Tableau 4. 2. Données des modèles de combustible examinés et autres spécifications matérielles [32].....	72
Tableau 4. 3. Propriétés des types de combustible analysés [32,56].....	73
Tableau 4. 4. K_{INF} à BOC et EOC et périodes de criticité.	75

Liste des publications et communications

Publications

- [1] **M. Lkouz**, O. Kabach, A. Chetaine, A. Saidi, T. Bouassa, Revolutionizing LWR SMR reactors: exploring the potential of (Th-²³³U-²³⁵U)O₂ fuel through a parametric study, Energy Sources, Part A Recover. Util. Environ. Eff. 45 (2023) 10162–10175. <https://doi.org/10.1080/15567036.2023.2243859>.
- [2] **M. Lkouz**, O. Kabach, A. Chetaine, Enhancing temperature reactivity coefficients in SMR Reactor with (Th-²³³U-²³⁵U) 2 fuel through PaO₂ as a burnable absorber, Ann. Univ. Craiova, Phys. 33 (2023) 181–190.

Communications

- PrésentationOrale : The study of K_{inf} as a function of burn-up using the APOLLO2 code and comparaison with the MCNP code for different assemblies, de 1 à 7 juillet 2024 à la Faculté des Sciences Rabat.
- Présentation Orale : La résolution de l'équation de transport neutronique par la méthode Pij moyennant le code APOLLO2 et la comparaison avec le MCNP, à at the Doctorat Days of the Centre for Doctoral Studies in Science and Technologie, From May 15 to 20, 2023.

Table des matières

Dédicace.....	i
Remerciements.....	ii
Résumé	iii
Abstract.....	iv
Liste des abréviations	v
Liste des Figures.....	vi
Liste des Tableaux.....	viii
Liste des publications et communications	ix
Table des matières	x
Introduction générale.....	1
Chapitre I : Eléments théoriques de neutronique et de physique des réacteurs	4
1.1. Introduction	5
1.2. Interactions des neutrons avec la matière.....	5
1.2.1. Neutron.....	5
1.2.2. Réactions nucléaires.....	5
1.3. Introduction à la neutronique.....	9
1.3.1. Grandeurs d'intérêts.....	9
1.3.2. Equation du transport	12
1.3.3. De l'équation du transport à l'équation de la diffusion.....	13
1.3.4. Équation de Bateman pour l'évolution des isotopes dans une maille	18
1.4. Méthodes numériques	19
1.5. Conclusion.....	23
Chapitre II :Aperçu des conceptions de petits réacteurs modulaires (SMR).....	25
2.1. Introduction	26
2.1.1. Aperçu des différentes technologies	28

2.1.2. Avantages et inconvénients potentiels des SMR	34
2.2. Changement du paradigme de construction	35
2.3. Présentation technologique d'un SMR REP	38
2.3.1. Présentation d'un cœur de REP	38
2.3.2. Contrôle de la réactivité	41
2.4. Conclusion.....	48
Chapitre III : Exploration des combustibles à base de thorium	50
3.1. Introduction	51
3.2. Aperçu des avantages et des inconvénients des combustibles à base de thorium	52
3.3. Examen historique de l'utilisation du thorium dans les réacteurs à eau légère	55
3.4. Etudes récentes sur le potentiel utilisation du combustible au thorium dans les réacteurs à eau légère.....	55
3.4.1. Cycle du combustible ouvert ou fermé	56
3.4.2. Conception de carburant homogène ou hétérogène	56
3.4.3. Le cycle de combustible à usage unique vise à la réduction de la prolifération.	57
3.4.4. Cycle de combustible fermé visant à l'incinération du Plutonium.....	59
3.4.5. Cycle de combustible (^{232}Th - ^{233}U) visant à l'amélioration de l'utilisation du combustible	60
3.4.6. Combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U)O ₂ : origine, motivation, propriétés et avantages...60	
3.5. Conclusion.....	64
Chapitre IV : Exploration du Combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U)O ₂ dans les réacteurs à eau pressurisée type SMR, étude paramétrique.....	65
4.1. Introduction	66
4.2. Méthodologie et paramètres d'entrée	69
4.2.1. Description des codes.....	69
4.2.2. Conception de l'assemblage.....	70
4.2.3. Combustibles examinés	72

4.3. Résultats de l'étude comparative.....	73
4.3.1. Etude sur le comportement de la déplétion	73
4.3.2. Évolution des principaux actinides	77
4.3.3. Comparaison des spectres neutroniques	82
4.3.4. Facteur de pointe de puissance radiale	84
4.3.5. Effets de bord.....	87
4.3.6. Principaux paramètres de sûreté	89
4.4. L'amélioration des coefficients de réactivité en température grâce à l'utilisation de PaO ₂ comme absorbeur combustible	91
4.5. Conclusion.....	98
Conclusion générale	99
Références.....	101

Introduction générale

La recherche sur les réacteurs nucléaires de nouvelle génération connaît un essor considérable, en particulier dans le domaine des Réacteurs Modulaires de Petite Taille (Small Modular Reactors, SMR). Ce regain d'intérêt s'inscrit dans un contexte mondial marqué par la recherche de solutions énergétiques à la fois plus sûres, plus propres et plus efficaces, répondant aux exigences de la transition énergétique, de la réduction des émissions de gaz à effet de serre, et de l'indépendance énergétique. Les SMR se distinguent par leur compacité, leur modularité, leur flexibilité d'implantation et leurs caractéristiques de sûreté passive, qui les rendent adaptés à une variété d'applications, notamment dans les zones isolées, les régions à faible densité de réseau électrique ou les marchés émergents. Leur design innovant permet également une réduction des coûts de construction, une meilleure gestion du risque financier et un temps de déploiement réduit comparativement aux réacteurs conventionnels de grande puissance.

Dans cette dynamique, le choix du combustible nucléaire constitue un paramètre central pour l'optimisation des performances et de la sécurité des SMR. Le combustible utilisé influe directement sur la densité de puissance, le comportement neutronique, la durée du cycle, la production de déchets radioactifs ainsi que sur la prolifération potentielle des matières fissiles. Ainsi, le développement de combustibles innovants est devenu un axe stratégique de recherche pour adapter les SMR aux exigences du nucléaire du futur.

Cette thèse s'inscrit précisément dans cette perspective et propose d'étudier le potentiel du mélange de combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 pour une utilisation dans les SMR. En substituant l'uranium-238 par le thorium-232, ce combustible présente plusieurs avantages notables. D'une part, il permet une réduction significative de la production de plutonium ainsi que des actinides mineurs à vie longue, éléments particulièrement problématiques dans la gestion des déchets nucléaires. D'autre part, il favorise une augmentation de la densité de puissance, ce qui est crucial dans les systèmes compacts comme les SMR.

Le thorium, dont l'abondance naturelle est supérieure à celle de l'uranium et qui est uniformément réparti sur la surface du globe, présente un intérêt stratégique indéniable comme alternative fertile à l'uranium-238. Bien que le combustible pur (^{232}Th - ^{233}U) O_2 offre des performances légèrement supérieures, le mélange (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 présente l'avantage d'une période critique augmentée de 14 %, sans nécessiter de modifications majeures dans la conception du cœur du réacteur. Cette caractéristique constitue un atout considérable,

notamment pour les opérations de long terme, la réduction de la fréquence des rechargements et la diminution des coûts de maintenance.

Toutefois, l'introduction de l'uranium-233 comme matériau fissile principal soulève plusieurs défis, parmi lesquels le maintien d'un coefficient de température du modérateur (MTC) négatif, qui est fondamental pour assurer la stabilité et la sûreté du réacteur. Un MTC positif pourrait en effet entraîner un emballement de la réactivité en cas d'augmentation de la température, ce qui va à l'encontre des principes de sûreté passive des SMR.

Pour pallier cette limitation, cette étude propose l'intégration de dioxyde de protactinium (PaO_2) au sein du combustible, en tant qu'absorbeur intégré de combustible brûlable (Integral Fuel Burnable Absorber, IFBA). Cette approche permet une amélioration du MTC et du coefficient de température du combustible, en exploitant les propriétés d'absorption thermique et de résonance du PaO_2 . Ce dispositif innovant vise à stabiliser le comportement neutronique du cœur au cours du temps, tout en maintenant une efficacité énergétique satisfaisante. Il permet également d'atténuer la réactivité initiale du ^{235}U , ce qui rend le système plus stable dès le début du cycle de vie du combustible.

La première partie de cette thèse est consacrée à la présentation des éléments théoriques fondamentaux de la neutronique et de la physique des réacteurs nucléaires. Cette base conceptuelle est indispensable pour comprendre les interactions des neutrons avec la matière, les réactions de fission, la modération, l'absorption et la diffusion neutronique, ainsi que les mécanismes qui régissent la stabilité des réacteurs. Un accent particulier est mis sur les coefficients de réactivité, en lien avec la température, la densité du combustible, et le spectre neutronique.

Une analyse détaillée des différentes technologies de SMR est ensuite réalisée, incluant les réacteurs à eau pressurisée de petite puissance (iPWR), les réacteurs à haute température refroidis au gaz (HTGR), les réacteurs à sels fondus (MSR) et les réacteurs à métaux liquides (LMR). Cette revue met en lumière les caractéristiques spécifiques de chaque technologie, leurs domaines d'application potentiels, ainsi que leurs implications sur le choix du combustible.

Dans la suite du travail, une étude paramétrique approfondie du mélange (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 est menée, à l'aide de simulations neutroniques et thermohydrauliques, en le comparant aux combustibles conventionnels tels que l' UO_2 . Les performances sont évaluées en termes de durée du cycle, de densité de puissance, de répartition spatiale de la puissance, de production

de plutonium et d'actinides mineurs, ainsi que de comportement des coefficients de température.

Les résultats obtenus au cours de cette recherche montrent que le combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 est techniquement viable pour une utilisation dans des SMR, avec des avantages significatifs en matière de sûreté, de gestion des déchets et d'efficacité énergétique. L'intégration du PaO_2 en tant qu'IFBA améliore notablement la réponse en température du cœur et renforce la stabilité du réacteur sans altérer sa capacité de production.

En conclusion, cette étude propose une contribution originale à l'optimisation du cycle du thorium dans les SMR, en démontrant que l'association (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 / PaO_2 constitue une piste prometteuse pour un nucléaire plus propre, plus sûr et plus durable. Elle s'inscrit dans le cadre des efforts internationaux visant à moderniser le parc nucléaire tout en répondant aux défis techniques, économiques et environnementaux du XXI^e siècle.[21,23,24]

Chapitre I : Éléments théoriques de neutronique et de physique des réacteurs

1.1. Introduction

Ce chapitre présente des rappels fondamentaux en neutronique et en physique des réacteurs, couvrant l'interaction des neutrons avec la matière, les principales grandeurs d'intérêt en neutronique, l'équation de transport des neutrons, l'équation de diffusion, l'équation de Bateman pour l'évolution isotopique, et les principales méthodes numériques utilisées[1–4].

1.2. Interactions des neutrons avec la matière

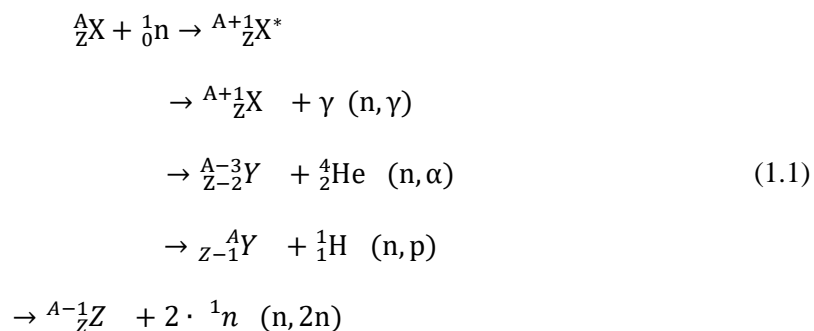
1.2.1. Neutron

Le neutron, une particule électriquement neutre constituant le noyau atomique, a été découvert en 1932 par J. Chadwick. À l'état libre, le neutron est instable et se désintègre en proton avec une durée de vie moyenne de 876 secondes. La caractéristique principale associée au neutron est son énergie cinétique (ou sa vitesse). En physique des réacteurs, on considère une large gamme d'énergies pour un neutron, allant de quelques MeV à plusieurs MeV, répartie en trois domaines d'énergie :

- Le domaine thermique pour les énergies inférieures à 0,625 eV ;
- Le domaine épithermique pour les énergies comprises entre 0,625 eV et 100 KeV ;
- Le domaine rapide pour les énergies supérieures à 100 KeV.

1.2.2. Réactions nucléaires

L'interaction d'un neutron avec un noyau aboutit à la formation d'un noyau composé excité. Les modes de désexcitation de ce noyau sont variés, comme illustré dans l'équation (1.1)[5].



Pour une réaction donnée, la probabilité d'interaction entre un neutron et un noyau est représentée par la section efficace microscopique, exprimée en barn (1 barn = 10^{-24} cm²). Cette section efficace dépend de l'isotope cible et de l'énergie du neutron incident. Certaines

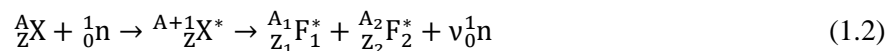
réactions, dites « à seuil », ne se produisent que si le neutron a une énergie cinétique supérieure à une certaine valeur.

1.2.2.1. Capture

La réaction (n, γ) , ou capture radiative, est courante dans un réacteur nucléaire. Le neutron est absorbé par le noyau qui émet ensuite un photon γ . L'isotope formé peut être instable et se désintégrer ultérieurement ou absorber à nouveau un neutron. La Figure 1.1 (b) montre les sections efficaces de capture pour ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu et ^{241}Pu . À basse énergie, on observe des résonances de capture pour les isotopes du plutonium, par exemple à 0,29 eV pour le ^{239}Pu , 1 eV pour le ^{240}Pu et 0,26 eV pour le ^{241}Pu .

1.2.2.2. Fission

Après absorption d'un neutron, certains noyaux peuvent se scinder en deux fragments en libérant plusieurs neutrons : c'est la fission nucléaire.



Les isotopes ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu et ^{241}Pu sont dits fissiles car ils peuvent fissionner indépendamment de l'énergie du neutron incident. Les sections efficaces de fission de ces isotopes sont beaucoup plus élevées dans le domaine thermique, où elles sont proportionnelles à la vitesse du neutron $1/v$. D'autres isotopes peuvent subir une fission à seuil avec des neutrons rapides, comme ^{238}U au-dessus de 1 MeV. Un noyau fertile n'est pas fissile avec des neutrons thermiques mais peut capturer un neutron et devenir fissile, comme ^{238}U qui se transforme en ^{239}Pu après capture neutronique et deux désintégrations β .

La fission libère une grande quantité d'énergie (202,5 MeV pour ^{235}U), se manifestant de manière localisée ou délocalisée, instantanée ou retardée (cf. Tableau 1.1). Ce bilan n'inclut pas l'énergie des rayons γ produits par capture neutronique, estimée à 8,4 MeV dans un réacteur à eau pressurisée (REP). La fission de ^{235}U libère en moyenne 2,5 neutrons rapides avec une énergie moyenne d'environ 2 MeV. Si ces neutrons sont ralentis et maintenus dans un milieu contenant des isotopes fissiles, ils peuvent induire de nouvelles fissions, déclenchant une réaction en chaîne contrôlée ou non.

La distribution de masse des fragments de fission est asymétrique, spécifique à chaque noyau. Ces fragments sont souvent radioactifs (β^-) en raison d'un excès de neutrons. L'énergie produite de manière retardée représente environ 6,6 % de l'énergie totale libérée par fission

(193,7 MeV). La Figure 1.1 (a) présente les sections efficaces de fission pour ^{235}U , ^{239}Pu et ^{241}Pu . Les isotopes du plutonium montrent des résonances de fission à basse énergie, autour de 0,29 eV pour le ^{239}Pu et 0,25 eV pour le ^{241}Pu .

Tableau 1.1. Répartition de l'énergie de fission d' ^{235}U .

Production d'énergie	Valeur	Type
Énergie cinétique des noyaux fils	169,1 MeV	Localisée
Énergie des rayons gamma prompts	7,0 MeV	Délocalisée
Énergie cinétique des neutrons prompts	4,8 MeV	Délocalisée
Production retardée d'énergie	21,6 MeV	Localisée et délocalisée
Énergie des décroissances β^-	6,5 MeV	Localisée
Énergie des rayons γ après β^-	6,3 MeV	Délocalisée
Énergie des neutrons retardés	$\approx 7,4$ keV	Délocalisée
Énergie des antineutrinos	8,8 MeV	Pas d'interaction
Production totale d'énergie	202,5 MeV	Mixte

1.2.2.3. Diffusion

La diffusion d'un neutron peut être vue comme la collision, au sens mécanique, d'un neutron avec un noyau. Lorsque l'énergie cinétique est conservée, on parle de diffusion élastique. À l'inverse, si l'énergie cinétique n'est pas conservée au cours de la réaction, on parle de diffusion inélastique. Les mécanismes de diffusion peuvent être :

- Diffusion élastique potentielle : Il n'y a pas de formation de noyau composé car le neutron ne pénètre pas dans le noyau. La quantité de mouvement et l'énergie cinétique du système {neutron + noyau} sont conservées. Le choc peut être modélisé par une interaction mécanique classique.
- Diffusion élastique résonnante : Le noyau et le neutron forment un noyau composé. Comme pour la diffusion élastique potentielle, l'énergie cinétique et la quantité de mouvement sont conservées lors de l'interaction.
- Diffusion inélastique : Le noyau et le neutron forment un noyau composé, et le noyau reste dans un état excité après l'interaction. Seule la quantité de mouvement du système {neutron + noyau} est conservée, mais pas l'énergie cinétique.

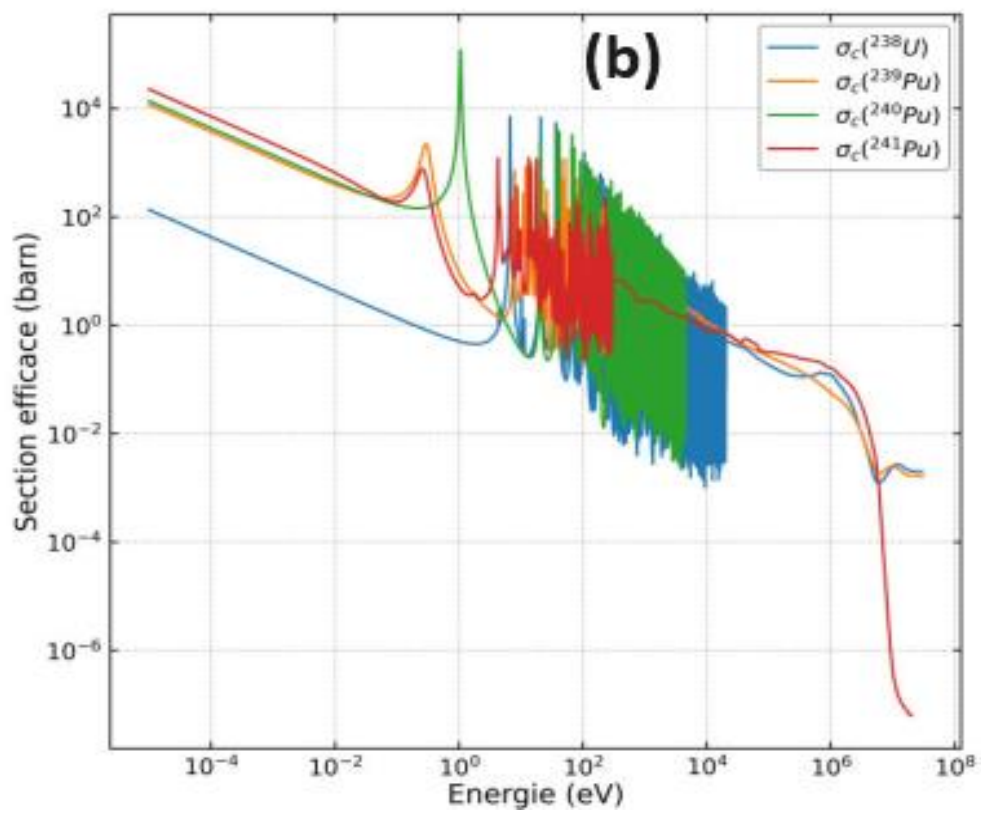
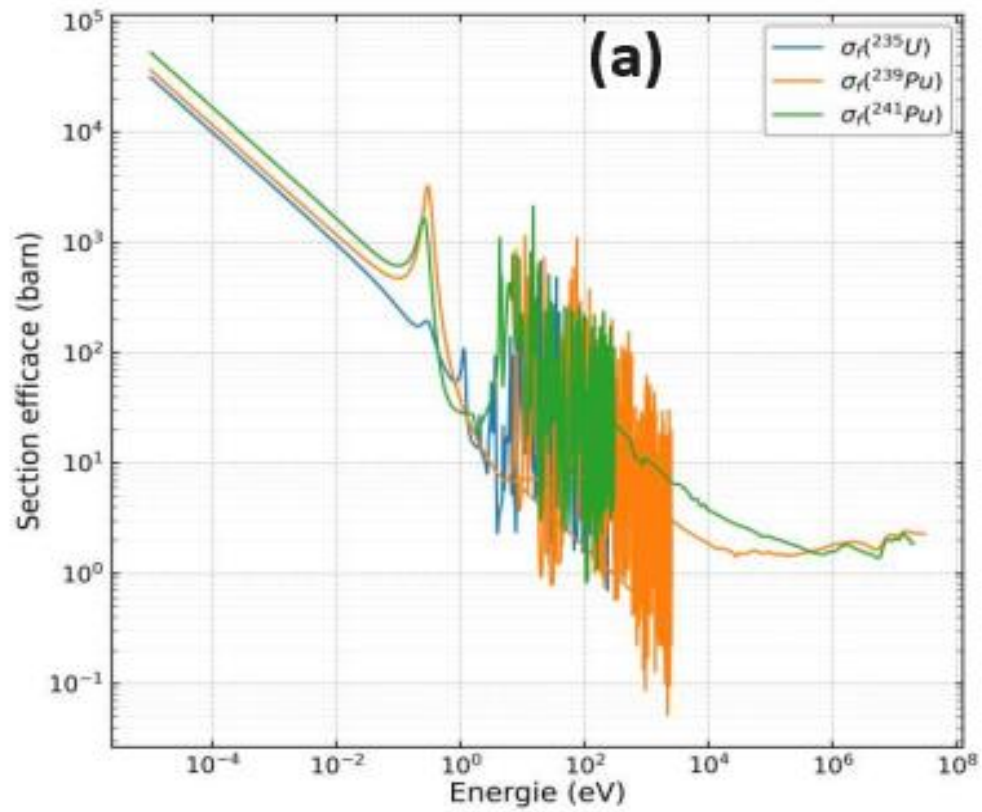


Figure 1. 1. Sections efficaces de fission (a) et de capture (b) pour des isotopes de l'uranium et du plutonium.

En réacteur, les diffusions, qu'elles soient élastiques ou inélastiques, contribuent au ralentissement (modération) des neutrons. En supposant que la diffusion élastique se comporte comme un choc élastique entre deux boules homogènes indéformables, la mécanique classique permet d'écrire, dans le référentiel du centre de masse :

$$E = E_0 \frac{A^2 + 1 + 2A \cos \theta}{(A + 1)^2} \quad (1.3)$$

Où E_0 est l'énergie du neutron incident et E est l'énergie finale du neutron (après collision ou ralentissement), A est le nombre de masse du noyau cible et θ est l'angle de diffusion dans le référentiel du centre de masse. À basse énergie, la diffusion élastique est isotrope dans le référentiel du centre de masse, donc $\cos \theta = 0$. Soit ψ l'angle de diffusion dans le référentiel du laboratoire. Il est possible d'exprimer $\cos \psi$ en fonction de $\cos \theta$ et d'obtenir, par intégration, le cosinus moyen dans le référentiel du laboratoire :

$$\mu = \overline{\cos \psi} = \frac{2}{3A} \quad (1.4)$$

L'énergie moyenne après un choc est donnée par :

$$\bar{E} = E_0 \frac{A^2 + 1}{(A + 1)^2} \quad (1.5)$$

Plus le noyau cible est lourd, plus la perte d'énergie moyenne $E_0 - \bar{E}$ sera faible. Dans le cas d'un choc avec un noyau d'hydrogène ($A=1$), l'énergie moyenne après un choc vaut $E_0/2$. Pour ce noyau particulier, le nombre de chocs nécessaires pour passer de 2 MeV à 0,025 eV est de $\log(E_0 / \bar{E}) = 18$ chocs. Le noyau H-1 est donc le modérateur de neutrons le plus efficace.

1.3. Introduction à la neutronique

1.3.1. Grandeurs d'intérêts

1.3.1.1. Flux neutronique

Soit \vec{r} le vecteur position d'un point de l'espace, $\vec{\Omega}$ le vecteur unitaire de direction de propagation, et E l'énergie cinétique des neutrons à l'instant t . On définit le flux neutronique $\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ comme le produit de la densité angulaire de neutrons $n(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ par la vitesse des neutrons v [2,6–8]:

$$\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = n(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \cdot v \quad (1.6)$$

1.3.1.2. Courant neutronique

On définit le courant neutronique angulaire $\vec{J}(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ par :

$$\vec{J}(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \vec{\Omega} \quad (1.7)$$

En intégrant sur $\vec{\Omega}$, on obtient le moment angulaire d'ordre 1 du flux neutronique, appelé plus simplement courant neutronique :

$$\vec{J}(\vec{r}, E, t) = \int_{4\pi} \vec{J}(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) d\Omega \quad (1.8)$$

Le nombre de neutrons N_s traversant au point \vec{r} une surface élémentaire $d\vec{S}$ selon la direction $\vec{\Omega}$ est $\vec{J}(\vec{r}, E, t) \cdot d\vec{S}$. En intégrant sur $\vec{\Omega}$, on obtient le nombre total de neutrons traversant la surface $d\vec{S}$ à l'instant t :

$$\begin{aligned} N_s &= \int_{4\pi} n(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) v \vec{\Omega} \cdot d\vec{S} d\Omega = \int_{4\pi} \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \vec{\Omega} \cdot d\vec{S} d\Omega \\ &= \int_{4\pi} \vec{J}(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \cdot d\vec{S} d\Omega = \vec{J}(\vec{r}, E, t) \cdot d\vec{S} \end{aligned} \quad (1.9)$$

1.3.1.3. Section efficace macroscopique

Au sein d'un milieu homogène, la probabilité de la réaction r entre un neutron et un isotope i est appelée section efficace macroscopique et est définie par :

$$\Sigma_{i,r} = \sigma_{i,r}(E) N_i \quad (1.10)$$

avec:

- $\Sigma_{i,r}$: la section efficace macroscopique de la réaction r sur l'isotope i , exprimée en cm^{-1} ;
- $\sigma_{i,r}(E)$: la section efficace microscopique de la réaction r sur l'isotope i , exprimée en barns ;
- N_i : la densité volumique de noyaux de l'isotope i , exprimée en $\text{atomes} \cdot \text{cm}^{-3}$.

La section efficace du milieu s'écrit comme la somme des sections efficaces macroscopiques de chaque isotope :

$$\Sigma_r = \sum_i \Sigma_{i,r}(E) = \sum_i \sigma_{i,r}(E)N_i \quad (1.11)$$

La section efficace d'absorption Σ_a est définie comme la somme des sections efficaces de capture Σ_c et de fission Σ_f (cf. équation (1.12)). La section efficace totale est la somme des sections efficaces d'absorption Σ_a et de diffusion Σ_s (cf. équation (1.13)) :

$$\Sigma_a = \Sigma_c + \Sigma_f \quad (1.12)$$

$$\Sigma_t = \Sigma_a + \Sigma_s \quad (1.13)$$

1.3.1.4. Taux de réaction

Un taux de réaction volumique ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$) désigne le nombre de réactions par unité de temps et par unité de volume. C'est une grandeur essentielle en physique des réacteurs qui doit toujours être conservée lors d'un processus d'équivalence :

$$R(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \Sigma(\vec{r}, E) \quad (1.14)$$

1.3.1.5. Coefficient de multiplication

Le coefficient de multiplication, noté k , est le rapport entre les termes de production de neutrons et les termes de disparitions de neutrons. Ce coefficient peut être écrit en milieu infini sans terme de fuites, noté K_{INF} . Pour un milieu multiplicateur fini, on utilise le terme de coefficient de multiplication effectif, noté K_{eff} . On parle de criticité lorsque la population neutronique est stable dans le temps, c'est-à-dire lorsque les productions et les disparitions de neutrons sont équilibrées ($K_{\text{eff}} = 1$) :

$$K_{\text{INF}} = \frac{\text{Productions}}{\text{Absorptions}} = \frac{\int_{\text{réacteur}} d^3r \int_0^{4\pi} d\vec{\Omega}' \int_{E_{\text{min}}}^{E_{\text{max}}} v \Sigma_f(\vec{r}, E') \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E', t) d\vec{E}'}{\int_{\text{réacteur}} d^3r \int_0^{4\pi} d\vec{\Omega}' \int_{E_{\text{min}}}^{E_{\text{max}}} v \Sigma_a(\vec{r}, E') \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E', t) d\vec{E}'} \quad (1.15)$$

$$K_{\text{eff}} = \frac{\text{Productions}}{\text{Absorptions} + \text{Fuites}} \quad (1.16)$$

1.3.1.6. Réactivité

On définit la réactivité ρ pour mesurer l'écart à la criticité, à l'aide du coefficient de multiplication neutronique k_{eff} :

$$\rho = 1 - \frac{1}{k_{\text{eff}}} \quad (1.17)$$

Lorsque:

- $k_{\text{eff}} < 1 \equiv \rho < 0$, le réacteur est sous-critique ;
- $k_{\text{eff}} = 1 \equiv \rho = 0$, le réacteur est critique ;
- $k_{\text{eff}} > 1 \equiv \rho > 0$, le réacteur est sur-critique.

1.3.2. Equation du transport

L'équation de Boltzmann n'a pas de solution analytique. Dans cette section, nous simplifions l'équation de transport (1.18) pour obtenir l'équation de la diffusion et présenter des solutions analytiques en fonction de la géométrie du domaine. Ces simplifications reposent sur plusieurs hypothèses concernant les variables :

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)}{\partial t} = & -\nabla \cdot [\vec{j}(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)] - [\Sigma_a(\vec{r}, E) + \Sigma_s(\vec{r}, E)] \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \\ & + \int_0^{4\pi} \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \Sigma_s[(\vec{\Omega}', E') \rightarrow (\vec{\Omega}, E)] \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E', t) d\vec{\Omega}' dE' \\ & + \frac{\chi(E)}{4\pi} \int_0^{4\pi} \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} v \Sigma_f(\vec{\Omega}', E') \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E', t) d\vec{\Omega}' dE' \\ & + \frac{S(\vec{r}, E, t)}{4\pi} \end{aligned} \quad (1.18)$$

Avec :

- $\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ est le flux neutronique au point \vec{r} , à l'instant t , dans la direction $\vec{\Omega}$, et à l'énergie E .
- $\vec{j}(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \vec{\Omega} \cdot \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ est le courant neutronique dans la direction $\vec{\Omega}$
- $\Sigma_a(\vec{r}, E)$, $\Sigma_s(\vec{r}, E)$ et $\Sigma_f(\vec{r}, E)$ sont respectivement les sections efficaces macroscopiques d'absorption, de diffusion et de fission au point \vec{r} pour un neutron d'énergie E .
- $\Sigma_s[(\vec{\Omega}', E') \rightarrow (\vec{\Omega}, E)]$ est la section efficace de transfert de $(\vec{\Omega}', E')$ vers $(\vec{\Omega}, E)$.

- $\chi(E)$ est le spectre de fission.
- ν est le nombre moyen de neutrons par fission, supposé indépendant de l'énergie.
- $S(\vec{r}, E, t)$ est une source isotrope de neutrons (par exemple les neutrons retardés).

Tableau 1.2. Contributions au bilan neutronique

Disparitions dans \vec{r}	Productions dans \vec{r}
$-\nabla \cdot \vec{j}(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$	$\int_0^{4\pi} \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \Sigma_s[(\vec{\Omega}', E') \rightarrow (\vec{\Omega}, E)] \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E', t) d\vec{\Omega}' dE'$ <p>Productions par diffusion</p>
$-\Sigma_a(\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ Disparitions par absorption	$\frac{\chi(E)}{4\pi} \int_0^{4\pi} \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \nu \Sigma_f(\vec{\Omega}', E') \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E', t) d\vec{\Omega}' dE'$ <p>Productions isotropes par fission prompte</p>
$-\Sigma_s(\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ Disparitions par diffusion	$\frac{S(\vec{r}, E, t)}{4\pi}$ <p>Productions isotropes par source externe</p>

1.3.3. De l'équation du transport à l'équation de la diffusion

L'équation de Boltzmann n'a pas de solution analytique. Dans cette section, nous simplifions l'équation de transport (1.18) pour obtenir l'équation de la diffusion et présenter des solutions analytiques en fonction de la géométrie du domaine. Ces simplifications reposent sur plusieurs hypothèses concernant les variables :

Temps :

Le système est supposé stationnaire (à l'équilibre), donc sans dépendance temporelle du flux et du courant neutronique, équivalent à supposer la criticité du système.

Espace :

On considère des régions où la matière est homogène, éliminant ainsi toute dépendance spatiale des sections efficaces macroscopiques de diffusion, d'absorption et de fission. Le milieu est majoritairement diffusif ($\Sigma_s \gg \Sigma_a$) et uniforme selon les axes x et y, simplifiant le problème à une dimension où le flux varie uniquement selon l'axe z.

Énergie :

Les sections efficaces sont condensées en un seul groupe d'énergie, utilisant un flux de condensation représentatif du problème. Les sections efficaces doivent prendre en compte l'autoprotection des résonances des principaux noyaux.

Direction

La section efficace de diffusion $\Sigma_s(\vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega})$ dépend uniquement de l'angle de déviation, θ_0 , entre $\vec{\Omega}$ et $\vec{\Omega}'$, soit $\Sigma_s(\vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) = \Sigma_s(\cos \theta_0)$. Le flux et la section efficace de diffusion sont développés sur les polynômes de Legendre, fonction du cosinus de l'angle de déviation, jusqu'à l'ordre 1 pour un choc linéairement anisotrope. L'émission des neutrons de fission est supposée isotrope.

Les sources de neutrons par fission et par sources externes sont regroupées sous le terme $\frac{Q(z)}{4\pi}$. Sous ces hypothèses, et en notant que $\nabla \cdot \vec{J} = \vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \Phi = \cos \theta \frac{\partial \Phi}{\partial z}(z, \vec{\Omega})$, on peut écrire :

$$\cos \theta \frac{\partial \Phi}{\partial z}(z, \vec{\Omega}) + \Sigma_t \Phi(z, \vec{\Omega}) = \int_{4\pi} \Sigma_s(\vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \Phi(z, \vec{\Omega}') d^2 \Omega' + \frac{Q(z)}{4\pi} \quad (1.19)$$

Le flux neutronique peut s'écrire comme une combinaison linéaire des polynômes de Legendre :

$$\Phi(z, \vec{\Omega}) = \frac{1}{4\pi} \sum_{l=0}^{+\infty} (2l+1) \Phi_l(z) P_l(\cos \theta) \quad (1.20)$$

Avec

$$\Phi_l(z) = \int_{4\pi} \Phi(z, \Omega) P_l(\cos \theta) d\Omega \quad (1.21)$$

Plus particulièrement, les deux premiers termes s'écrivent :

$$\Phi_0 = \int_{4\pi} \Phi(z, \vec{\Omega}) d\Omega = \Phi(z) \quad (1.22)$$

$$\Phi_1(z) = \int_{4\pi} \Phi(z, \Omega) \cos \theta d\Omega = \int_{4\pi} \Phi(z, \Omega) \vec{\Omega} \cdot \vec{dS} d\Omega = J(z) \quad (1.23)$$

La décomposition à l'ordre 1 du flux sur la base des polynômes de Legendre permet donc d'écrire :

$$\Phi(z, \Omega) \approx \frac{1}{4\pi} (\Phi(z) + 3 \cdot J(z) \cos \theta) \quad (1.24)$$

De la même façon, on peut développer la section de diffusion sur les polynômes de Legendre en rappelant l'hypothèse que la section de diffusion dépend uniquement de l'angle de diffusion :

$$\Sigma_s(\vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) = \Sigma_s(\cos \theta_0) = \frac{1}{4\pi} \sum_{l=0}^{+\infty} (2l+1) \Sigma_{sl}(z) P_l(\cos \theta) \quad (1.25)$$

$$\Sigma_{s0} = \int_{4\pi} \Sigma_s(\vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) d\Omega \quad (1.26)$$

$$\Sigma_{s1} = \int_{4\pi} \Sigma_s(\vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \cos \theta d\Omega = \int_{4\pi} \Sigma_s(\cos \theta_0) \cos \theta d\Omega \quad (1.27)$$

On définit le cosinus moyen de diffusion $\overline{\cos \theta_0}$ par :

$$\overline{\cos \theta_0} = \frac{\int_{4\pi} \Sigma_s(\cos \theta_0) \cos \theta_0 d\Omega}{\int_{4\pi} \Sigma_s(\cos \theta_0) d\Omega} = \frac{\Sigma_{s1}}{\Sigma_s} \quad (1.28)$$

La décomposition à l'ordre 1 de la section efficace de diffusion sur la base des polynômes de Legendre permet donc d'écrire :

$$\Sigma_s(\vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) = \Sigma_s(\cos \theta_0) = \frac{1}{4\pi} (\Sigma_s + 3 \Sigma_s \overline{\cos \theta_0} \cdot \cos \theta) \quad (1.29)$$

En injectant l'écriture du flux (équation (1.24)) et de la section de diffusion (équation (1.29)) dans l'équation (1.19), on obtient après simplification du terme de diffusion :

$$\begin{aligned} & (\Sigma_t - \Sigma_s) \Phi(z) - Q(z) \\ & + \cos \theta \left[\frac{d\Phi}{dz} + 3(\Sigma_t - \Sigma_s \overline{\cos \theta_0}) J(z) \right] + 3 \cos^2 \theta \frac{dJ(z)}{dz} = 0 \end{aligned} \quad (1.30)$$

En multipliant par $\cos \theta$ et en intégrant sur 4π , on montre que :

$$J(z) = -\frac{1}{3(\Sigma_t - \Sigma_s \overline{\cos \theta_0})} \frac{d\Phi}{dz} = -D \vec{\nabla} \Phi \cdot \vec{z} \quad (1.31)$$

Cette expression est analogue à la loi de Fick car elle établit un lien de proportionnalité entre le courant neutronique et le gradient de flux neutronique. On appelle D le coefficient de diffusion :

$$D = \frac{1}{3(\Sigma_t - \Sigma_s \overline{\cos \theta_0})} = \frac{1}{3(\Sigma_a + \Sigma_s - \mu \Sigma_s)} = \frac{1}{3(\Sigma_a + (1 - \mu) \Sigma_s)} = \frac{1}{3(\Sigma_{tr})} \quad (1.32)$$

On note :

- L'angle moyen de diffusion $\mu = (\Sigma_t - \Sigma_s \overline{\cos \theta_0})$
- La section efficace de transport Σ_{tr}

En considérant une loi de choc isotrope dans le centre de masse, l'anisotropie dans le référentiel du laboratoire peut être caractérisée par $\mu = \frac{2}{3A}$, étant la masse du noyau cible considéré. Cette anisotropie est donc maximale pour les noyaux légers. En multipliant par (1.30) par $d\Omega$ et en intégrant sur 4π on montre que :

$$\frac{\partial J(z)}{\partial z} + (\Sigma_t - \Sigma_s) \Phi(z) = Q(z) \quad (1.33)$$

En remplaçant $J(z)$ par l'expression (1.31) et $\Sigma_t - \Sigma_s$ par Σ_a , on obtient :

$$-D \Delta \Phi(z) + \Sigma_a \Phi(z) = Q(z) \quad (1.34)$$

Si l'on suppose une source de neutron composée uniquement de neutrons de fissions, on peut écrire $Q(z) = \nu \Sigma_f \Phi(z)$ et obtenir l'équation de la diffusion à un groupe d'énergie et à une dimension :

$$D \Delta \Phi(z) + (\nu \Sigma_f - \Sigma_a) \Phi(z) = 0 \quad (1.35)$$

L'équation (1.35) peut être réécrite sous la forme d'une équation aux valeurs propres (équation (1.36)) pour faire apparaître :

- Le facteur de multiplication sans fuites, $K_{INF} = \frac{\nu \Sigma_f}{\Sigma_a}$

- L'aire de migration des neutrons, $M^2 = \frac{D}{\Sigma_a}$
- Le Laplacien matière, $\chi^2 = \frac{K_{INF}-1}{M^2}$

$$\Delta\Phi + \frac{K_{INF} - 1}{M^2} \Phi = \Delta\Phi + \chi^2 \Phi = 0 \quad (1.36)$$

On ne cherche pas directement à résoudre l'équation (1.36), mais on écrit l'équation (1.37) en introduisant le Laplacien géométrique, noté B^2 .

$$\Delta\Phi + B^2\Phi = 0 \quad (1.37)$$

Il s'agit d'une équation aux valeurs propres qui a pour solution toute combinaison linéaire des fonctions propres du Laplacien, déterminées par la géométrie du système. Le tableau suivant présente pour plusieurs géométries la forme des solutions pour le flux et le Laplacien géométrique. La condition de flux nul sur la surface de criticité, utilisée pour obtenir ces solutions, est physiquement fautive car le flux ne s'annule qu'à l'infini. La condition aux limites à appliquer en toute rigueur pour un corps convexe est l'annulation du flux angulaire entrant par la surface du milieu, ce qui complexifie la forme des solutions. Il existe une multiplicité de valeurs propres accessibles pour B^2 . À l'équilibre, seule la solution harmonique (d'ordre 0) persiste, ce qui revient à écrire la condition de criticité suivante :

$$\chi^2 = B^2 \quad (1.38)$$

On admet la généralisation de l'équation (1.35) à 3 dimensions et à plusieurs groupes d'énergies de neutrons. Cette démonstration peut être effectuée en considérant l'approximation P_1 et en faisant l'hypothèse de réversibilité sur le terme anisotrope $\Sigma_{s,1}^{g' \rightarrow g}$. À deux groupes d'énergie (énergie de coupure à 0,625 eV), on peut écrire deux équations couplées qui traduisent la conservation du nombre de neutrons dans chaque groupe. On fait l'hypothèse raisonnable qu'il n'y a pas de production de neutrons par fission directement dans le groupe thermique 2.

$$\begin{aligned} D_1 \Delta\Phi_1 + (v_1 \Sigma_{f,1} - \Sigma_{a,1} - \Sigma_{1 \rightarrow 2})\Phi_1 + (v_2 \Sigma_{f,2} + \Sigma_{2 \rightarrow 1})\Phi_2 &= 0 \\ D_2 \Delta\Phi_2 + \Sigma_{1 \rightarrow 2}\Phi_1 - \Sigma_{a,2}\Phi_2 &= 0 \end{aligned} \quad (1.39)$$

Tableau 1.3. Solutions analytiques pour diverses géométries.

Géométrie	Dimensions	Laplacien géométrique	Flux
Plaque infinie	Épaisseur a	$\left(\frac{\pi}{a}\right)^2$	$\cos\left(\frac{\pi x}{a}\right)$
Parallélépipède rectangle	a × b × c	$\left(\frac{\pi}{a}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{b}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{c}\right)^2$	$\cos\left(\frac{\pi x}{a}\right)\cos\left(\frac{\pi y}{b}\right)\cos\left(\frac{\pi z}{c}\right)$
Cylindre infini	Rayon R	$\left(\frac{2,405}{R}\right)^2$	$J_0\left(\frac{2,405r}{R}\right)$
Cylindre fin	Rayon R, Hauteur H	$\left(\frac{2,405}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$	$J_0\left(\frac{2,405r}{R}\right)\cos\left(\frac{\pi z}{H}\right)$
Sphère	Rayon R	$\left(\frac{\pi}{R}\right)^2$	$\frac{1}{r}\sin\left(\frac{\pi r}{R}\right)$

1.3.4. Équation de Bateman pour l'évolution des isotopes dans une maille

Soit Φ le flux neutronique dans la maille m, contenant n isotopes. Les voies de production de l'isotope i sont les suivantes :

- La fission de l'isotope k produisant l'isotope i avec un rendement $\gamma_f^{k \rightarrow i}$
- La capture d'un neutron par l'isotope k produisant l'isotope i avec un rendement $\gamma_c^{k \rightarrow i}$;
- La décroissance radioactive de l'isotope k vers l'isotope i.

Symétriquement, les voies de disparition de l'isotope i sont :

- La fission de l'isotope i produisant l'isotope k avec un rendement $\gamma_f^{i \rightarrow k}$
- La capture d'un neutron par l'isotope i produisant l'isotope k avec un rendement $\gamma_c^{i \rightarrow k}$ - La décroissance radioactive de l'isotope i vers l'isotope k.

Pour décrire l'évolution de la concentration de l'isotope i, on fait le bilan entre les contributions positives de production et les contributions négatives de disparition. Ainsi, il est possible d'écrire l'équation (1.40), appelée équation de Bateman :

$$\frac{dN^i}{dt} = \sum_{k \neq i}^n [(\gamma_f^{k \rightarrow i} \sigma_f^k + \gamma_c^{k \rightarrow i} \sigma_c^k) \Phi + \lambda^{k \rightarrow i}] N^k - [(\gamma_f^{i \rightarrow k} \sigma_f^i + \gamma_c^{i \rightarrow k} \sigma_c^i) \Phi + \lambda^{i \rightarrow k}] N^i \quad (1.40)$$

avec :

- N^i la concentration de l'isotope i
- N^k la concentration de l'isotope k
- Φ le flux neutronique mono-énergétique traversant la maille m
- $\gamma_f^{k \rightarrow i}$ le rendement de fission de l'isotope k vers l'isotope i (et réciproquement pour $\gamma_f^{i \rightarrow k}$)

- $\gamma_c^{k \rightarrow i}$ le rendement de capture de l'isotope k vers l'isotope i (et réciproquement pour $\gamma_c^{i \rightarrow k}$)
- σ_f^k la section efficace de fission à un groupe de l'isotope k (idem pour σ_f^i)
- σ_c^k la section efficace de capture à un groupe de l'isotope k (idem pour σ_c^i)

L'écriture complète du système d'équations sur une chaîne d'évolution à n isotopes implique de résoudre un système de n équations différentielles linéaires du premier ordre couplées entre elles. La résolution du système complet doit être effectuée dans chaque maille avec le flux et les sections efficaces condensées correspondantes.

1.4. Méthodes numériques

Ce paragraphe se concentre sur les méthodes de résolution employées dans le code DRAGON, développé par l'École Polytechnique de Montréal. Lorsqu'un code déterministe comme DRAGON est utilisé, la résolution numérique de l'équation de Boltzmann se fait selon l'algorithme suivant : après la discrétisation du domaine énergétique, l'équation multi-groupe est résolue itérativement dans chaque groupe défini, pour toutes les directions angulaires et les régions spatiales, avec mise à jour de la source de collision dans chaque groupe, suivie de la mise à jour de la source de fission jusqu'à convergence. DRAGON est un code déterministe modulaire, conçu pour effectuer des calculs multi-cellules de transport multi-groupes en deux dimensions. Ses différents modules, chacun étant autonome, remplissent des fonctions spécifiques telles que la construction de la géométrie et l'autoprotection. Pour résoudre l'équation de transport, des méthodes telles que la méthode de probabilité de collision, les méthodes Sn à différences finies, nodales ou des caractéristiques peuvent être utilisées. Ce code est employé dans la physique des réacteurs, la sûreté de criticité et l'analyse du cycle du combustible. Il est particulièrement utile pour créer des bibliothèques de sections efficaces multi-groupes, qui peuvent ensuite servir de base à des calculs d'évolution[9–12].

1.4.1. Méthode des probabilités de collision (P_{ij})

Cette méthode est basée sur la discrétisation de l'équation de transport sous sa forme intégrale par rapport à l'espace. Chacune des zones homogènes de la géométrie (contenant un seul milieu) est discrétisée en petits volumes élémentaires V_i . L'équation de transport suppose des sources et des chocs isotropes.

$$\Phi(\vec{r}) = \int_{\infty} \frac{e^{-\Sigma_t |\vec{r} - \vec{r}'|}}{4\pi |\vec{r} - \vec{r}'|^2} [\Sigma_s(\vec{r}')\Phi(\vec{r}') + S(\vec{r}')] d^3r' \quad (1.41)$$

Peut s'écrire tout en considérant la discrétisation et l'intégration volumique (V_i)

$$V_i \Sigma_{ti} \Phi_i = \sum_j \tilde{P}_{ji} V_j (\Sigma_{sj} \Phi_j + S_j) \quad (1.42)$$

avec :

- Σ_{ti} et Σ_{sj} : expression des sections efficaces dans V_i ,
- $S_i = \frac{1}{V_i} \int_{V_i} S(\vec{r}) d^3r$: source moyenne dans V_i ,
- $\Phi_i = \frac{1}{V_i} \int_{V_i} \Phi(\vec{r}) d^3r$: flux moyen dans V_i ,
- $\tilde{P}_{ji} = \frac{\int_{V_j} \Sigma_t(\vec{r}') d^3r' \int_{V_i} Q(\vec{r}) \frac{e^{-\tilde{\Sigma}_t R}}{4\pi R^2} d^3r}{\int_{V_i} Q(\vec{r}) d^3r}$: probabilité pour un neutron émis selon la densité $Q(\vec{r}') = \Sigma_s(\vec{r}') \Phi(\vec{r}') + S(\vec{r}')$ de façon isotrope dans V_i de subir sa première collision dans V_j .

L'expression exacte de \tilde{P}_{ji} n'étant pas utilisable en pratique puisque $Q(\vec{r}')$ est inconnu car recherché, on la remplace par sa valeur moyenne dans chaque volume élémentaire. Nous approximations la densité d'émission par sa valeur moyenne $Q_i = \frac{1}{V_i} \int_{V_i} Q(\vec{r}') d^3r'$ dans chacun des volumes V_i de dimensions suffisamment petites, en supposant un choc isotrope, donc :

$$V_i \Sigma_{ti} \bar{\Phi}_i = \sum_j P_{ji} V_j (\Sigma_{sj} \bar{\Phi}_j + S_j) \quad (1.43)$$

Avec :

$$P_{ij} = \frac{\Sigma_{ti}}{V_i} \int d^3r' \int \frac{e^{-\tilde{\Sigma}_t R}}{4\pi R^2} d^3r$$

La méthode consiste alors à :

- Calculer numériquement grâce à une méthode de quadrature dans chaque groupe d'énergie les P_{ijg} :

$$P_{ijg} = \frac{\Sigma_{ig}}{V_j} \int_i d^3r \int_j \frac{e^{-\tau_{ij}}}{4\pi R^2} d^3r'$$

- Effectuer une itération « externe » pour initialiser les sources de fission ;
- Calculer le flux dans chaque groupe d'énergie en fonction de la densité d'émission ;
- Initialiser le flux thermique par un flux maxwellien à la température du problème par itération « internes » pour recalculer la source de fission dans les groupes thermiques ;
- Lorsque le critère de convergence du calcul est atteint, les itérations « externes » s'arrêtent.

1.4.2. Méthode caractéristiques (MOC)

La méthode des caractéristiques permet de traiter l'anisotropie de diffusion ainsi qu'une description hétérogène de la géométrie considérée sans nécessiter de longs temps de calcul. Il s'agit d'une méthode des ordonnées discrètes. La méthode des caractéristiques est basée sur la discrétisation spatiale, qui décompose un domaine D en N régions homogènes qui forment un maillage non structuré. Une procédure dite de "tracking" est utilisée sur ce domaine D pour générer un ensemble de lignes d'intégration ou caractéristiques dans ce domaine de direction $\vec{\Omega}$. Dans une région de section efficace Σ et de terme source S, l'équation du transport stationnaire sans collision peut s'écrire :

$$\vec{\Omega}\vec{\nabla}\Phi(\vec{r}) = -\Sigma\Phi(\vec{r}) + S, \forall \vec{r} \in D \quad (1.44)$$

On note $u_{\vec{r}_0(t)} = \Phi(\vec{r}_0 + t\vec{\Omega})$. Pour tout \vec{r}_0 , $u_{\vec{r}_0(t)}$ vérifie l'équation différentielle :

$$\frac{u_{\vec{r}_0(t)}}{dt}(t) = \vec{\Omega}\vec{\nabla}\Phi(\vec{r}_0 + t\vec{\Omega}) = -\Sigma_{u_{\vec{r}_0}}(t) + S \quad (1.45)$$

Qu'on peut intégrer pour obtenir :

$$\Phi(\vec{r}_0 + t\vec{\Omega}) = \Phi(\vec{r}_0)e^{-\Sigma t} + \frac{1 - e^{-\Sigma t}}{\Sigma} S, \forall \vec{r}_0 \text{ tels que } \vec{r}_0 + t\vec{\Omega} \in D \quad (1.46)$$

D'équation (1.46) déduit l'équation dite de transmission pour \vec{r}_0 le point d'entrée de la caractéristique et $\vec{r}_1 = \vec{r}_0 + t\vec{\Omega}$ celui de sortie le long de la trajectoire Γ :

$$\Phi^+(\Gamma) = \Phi^-(\Gamma)e^{-\Sigma \Gamma} + \frac{1 - e^{-\Sigma \Gamma}}{\Sigma} S \quad (1.47)$$

Entre deux points d'une ligne caractéristique, on peut calculer un flux moyen à l'intérieur d'une région homogène $t_1 = \|\vec{r}_1 - \vec{r}_0\|$ étant la distance entre ces deux points :

$$\Phi(r_1, r_2) = \frac{1}{t_1} \int_0^{t_1} \Phi(r_0 + t\Omega) dt = \frac{\Phi(r_0) - \Phi(r_1)}{\Sigma_{t_1}} + \frac{S}{\Sigma'} \quad (1.48)$$

Cette équation est connue sous le nom d'équation d'équilibre. Étant donné que les équations d'équilibre et de transmission ne permettent de calculer le flux qu'à l'intérieur d'une région homogène, la méthode MOC requiert l'hypothèse que les termes sources et les sections efficaces sont constants dans chaque région du maillage. Chaque élément intersectant le domaine D peut être décomposé en une série de segments définis par les intersections de l'élément avec les limites de la région. On obtient ainsi un ensemble discret de points entre lesquels les équations d'équilibre et de transmission peuvent être appliquées en utilisant l'approximation de région homogène. Le flux angulaire moyen sur chaque segment le long de la caractéristique peut alors être calculé en utilisant les conditions aux limites de la région d'entrée en appliquant successivement ces équations : c'est l'opération de balayage de la caractéristique, qui nécessite peu de connaissances en géométrie. Cependant, pour obtenir le flux angulaire moyen dans chaque région, il faut utiliser une formule d'intégration transversale. Dans la région R_i , le flux angulaire moyen s'écrit :

$$\bar{\Phi}_i = \frac{1}{V_i} \int_{r^-} d\vec{r}_\perp \int_t \Phi(\vec{\Omega}_\perp + t\vec{\Omega}) dt = \frac{1}{V_i} \int_{t^-} l_i(\Gamma_{r_\perp}) \bar{\Phi}(\Gamma_{r_\perp}) dt \quad (1.49)$$

Avec Γ_{r_\perp} la droite caractéristique associée à la coordonnée transverse ; V_i le volume associé à la région R_i ; Γ_{r_\perp} la longueur de corde et $\bar{\Phi}(\Gamma_{r_\perp})$ le flux moyen, associés à la trajectoire. L'intégrale est approximée à l'aide d'une formule de quadrature obtenue en considérant que la région étudiée est recouverte d'un ensemble de trajectoires parallèles (Figure 1.2), la section Δk du tube entourant fictivement chacune de ces trajectoires étant associé comme poids à celle-ci d'où :

$$\int_{t^-} l_i(\Gamma_{r_\perp}) \bar{\Phi}(\Gamma_{r_\perp}) dt = \sum_k \Delta k l_k^i \phi_k^i \quad (1.50)$$

ce qui conduit à l'expression du flux angulaire moyen dans R_i :

$$\bar{\Phi}_i = \frac{\sum_k \Delta k l_k^i \phi_k^i}{\sum_k \Delta k l_k^i} \quad (1.51)$$

Contrairement aux limites des régions, qui définissent naturellement la discrétisation des caractéristiques et permettent d'appliquer facilement les équations d'équilibre et de transmission, la division du domaine en régions n'entraîne pas une discrétisation immédiate de la coordonnée transversale. La division du domaine en régions ne conduit pas à une discrétisation immédiate de la coordonnée transversale \vec{r}_\perp . Par conséquent, un maillage doit être défini dans la direction $\vec{\Omega}$ du traçage pour chaque angle de la formule de quadrature. Le traçage contient toutes les données géométriques nécessaires au solveur de flux.

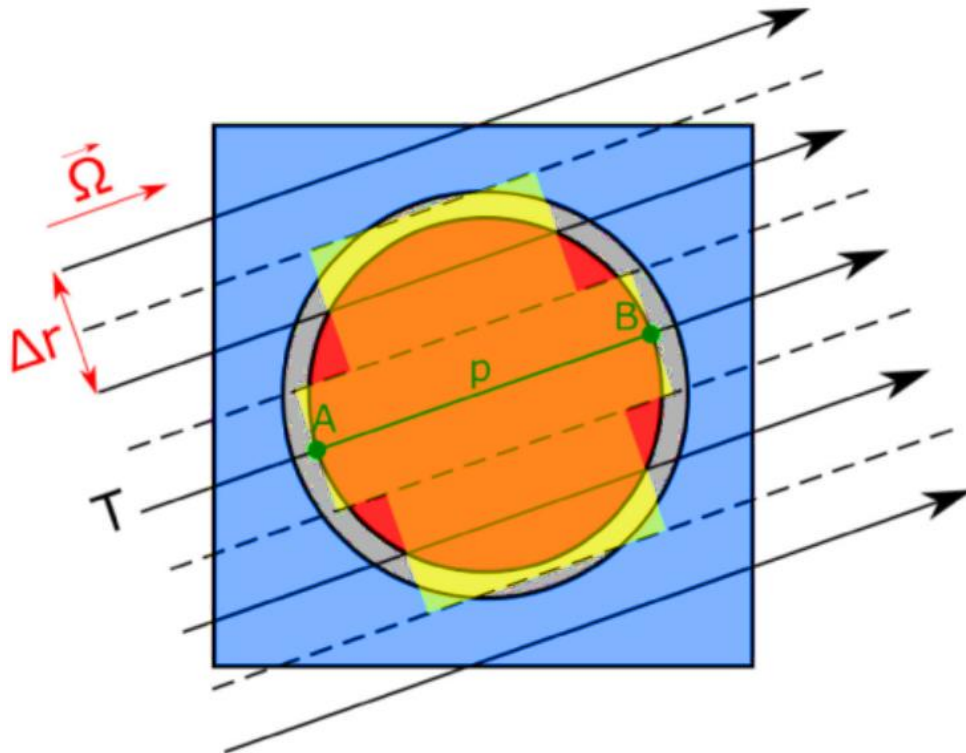


Figure 1. 2. Schéma de la méthode caractéristique MOC sur une cellule combustible.

1.5. Conclusion

Ce chapitre a fourni un rappel approfondi des concepts fondamentaux en neutronique et en physique des réacteurs. Nous avons d'abord abordé les interactions des neutrons avec la matière, en détaillant les différentes réactions nucléaires telles que la capture, la fission, et la diffusion. Chaque type de réaction a des implications cruciales pour le comportement des neutrons dans un réacteur, influençant la distribution d'énergie, la modulation et la multiplication des neutrons. Ensuite, nous avons introduit les principales grandeurs d'intérêt en neutronique, comme le flux neutronique et le courant neutronique, ainsi que les sections efficaces microscopiques et macroscopiques. Ces concepts sont essentiels pour comprendre la dynamique des neutrons et leur interaction avec les matériaux du réacteur. Nous avons

également discuté du coefficient de multiplication et de la réactivité, des notions clés pour déterminer la criticité d'un réacteur. La criticité est un état où le nombre de neutrons produits est égal au nombre de neutrons perdus, assurant une réaction en chaîne stable. L'équation du transport des neutrons a été présentée comme une équation fondamentale, mais complexe, pour décrire la distribution spatiale, énergétique et directionnelle des neutrons. En simplifiant cette équation, nous avons obtenu l'équation de la diffusion, plus accessible pour certaines applications pratiques, et l'équation de Bateman pour l'évolution isotopique dans une maille de réacteur. Enfin, nous avons abordé quelques méthodes numériques utilisées pour résoudre ces équations, notamment la méthode des caractéristiques et la méthode des probabilités de collision. Ces techniques sont cruciales pour modéliser et simuler le comportement des neutrons dans les réacteurs, permettant ainsi de concevoir et d'optimiser les réacteurs nucléaires

Chapitre II :Aperçu des conceptions de petits réacteurs modulaires (SMR)

2.1. Introduction

Ce chapitre se veut une introduction aux différents types de technologies des réacteurs. De toute évidence, non seulement chaque technologie est différente, mais chacune nécessite également des processus assez distincts à la fois en amont et en aval du cycle du combustible nucléaire.

La Commission de l'énergie atomique internationale (AIEA) classe tout réacteur nucléaire d'une puissance inférieure à 300 MWe comme petit. Ceux dont la puissance se situe entre 300 et 700 MWe sont considérés comme des réacteurs de taille moyenne, tandis que ceux dont la puissance dépasse 700 MWe sont classés comme des réacteurs de grande taille. Nous nous concentrons sur les petits réacteurs dans cette thèse, et utilisons l'acronyme SMR pour désigner les petits réacteurs modulaires, comme le fait le Département de l'énergie des États-Unis (DOE). Les SMR se déclinent en une large gamme de tailles et adoptent une grande variété de technologies. Celles-ci vont des SMR à eau légère de 180 MWe, qui adoptent les mêmes principes opérationnels que leurs homologues de plus grande taille et sont conçus pour alimenter des villes, aux réacteurs à métal liquide de 25 MWe conçus pour remplacer les générateurs diesel, que ce soit dans des zones isolées, à des fins militaires ou de réponse aux catastrophes. Le Tableau 2.1 ci-dessous répertorie 26 conceptions de SMR actuellement en développement dans le monde entier. Ci-dessous, nous présentons un bref aperçu des quatre catégories de technologies nucléaires sous lesquelles ces 26 conceptions de SMR tombent : les réacteurs à eau légère, les réacteurs à eau lourde (HWR), les réacteurs à haute température (HTR) et les réacteurs à métal liquide (LMR)[13,14,23–27,15–22].

Tableau 2. 1. Une liste de conceptions de réacteurs (<300 MWe), triée par ordre alphabétique de pays, puis par nom. Les iPWR (réacteurs nucléaires à eau sous pression intégrés) sont des PWR intégraux, un type de SMR qui sera introduit ci-dessous.

No.	Nom	Développeur	Pays	Type	Capacité (MWe)
1	CAREM-25	CNEA	Argentine	iPWR	25-150
2	FBNR	FURGS	Brésil	PWR	72
3	ACP100	CNNC	Chine	iPWR	100
4	CEFR	CNEIC	Chine	LMR	20
5	CNP-300	CNNC	Chine	PWR	300
6	HTR-PM	Université Tsinghua	Chine	HTR	105
7	Flexblue	DCNS	France	PWR	50-250
8	AHWR300-LEU	BARC	Inde	HWR	304
9	PHWR-220	NPCIL	Inde	HWR	220
10	4S	Toshiba	Japon	LMR	10
11	SMART	KAERI	Corée	iPWR	100
12	ABV-6M	OKBM	Russie	PWR	8.6
13	BREST-OD-300	RDIPE	Russie	LMR	300
14	KLT-40S	OKBM	Russie	PWR	35
15	RITM	OKBM	Russie	iPWR	50
16	SHELF	NIKIET	Russie	PWR	6.0
17	SVBR-100	JSC AKME	Russie	LMR	100
18	UNITHERM	RDIPE	Russie	PWR	2.5
19	VK-300	RDIPE	Russie	BWR	250
20	WWER-300	OKBM	Russie	PWR	300
21	EM2	General Atomics	USA	HTR	240
22	G4M	Gen 4 Energy	USA	LMR	25
23	SMR-160 (HI-SMUR)	HoltecIntl.	USA	PWR	160
24	mPower	Babcock & Wilcox	USA	iPWR	180
25	NuScale	NuScale Power	USA	iPWR	45
26	PRISM	GEH	USA	LMR	155

2.1.1. Aperçu des différentes technologies

Les SMR à eau légère se présentent sous deux formes : les conventionnels et les intégraux. Les premiers ne sont que des versions réduites des réacteurs à eau légère à l'échelle du gigawatt. Les seconds adoptent les mêmes principes opérationnels que les réacteurs à eau pressurisée (REP/PWR), à la différence que les composants du système d'alimentation en vapeur nucléaire (NSSS- Nuclear Steam Supply System) - contenant le cœur, le générateur de vapeur, le pressuriseur et la plomberie associée - sont intégrés dans un seul récipient. Le cœur est composé de barres similaires à celles que l'on trouve dans les grands réacteurs à eau légère, mais en moins grand nombre et plus courtes, et est situé vers le bas du récipient. Les réactions de fission dans le cœur chauffent l'eau qui, comme dans un PWR conventionnel, reste à l'état liquide, la forçant à traverser par convection naturelle vers le haut en passant devant un générateur de vapeur intégré dans le récipient. Lorsque l'eau a fini d'interagir avec la boucle secondaire dans le générateur de vapeur (SG -Steam Generator), la convection la force à redescendre vers le bas du récipient, et le cycle se répète.

Dans un SMR à eau légère intégral, le récipient n'est pas une cuve du réacteur (RPV - Reactor Pressure Vessel), mais un "module" qui intègre tout l'équipement de qualité nucléaire que l'on trouve généralement dans le bâtiment de confinement d'un PWR conventionnel, comme illustré dans la Figure 2.1 ci-dessous. Étant donné que le NSSS est intégré dans un seul récipient de cette manière, le SMR est appelé PWR intégral (iPWR). Étant donné que l'approche de la mitigation des risques peut être modifiée dans de tels réacteurs en utilisant des fonctionnalités que les réacteurs conventionnels ne peuvent pas exploiter, ils sont sans doute une technologie distincte.

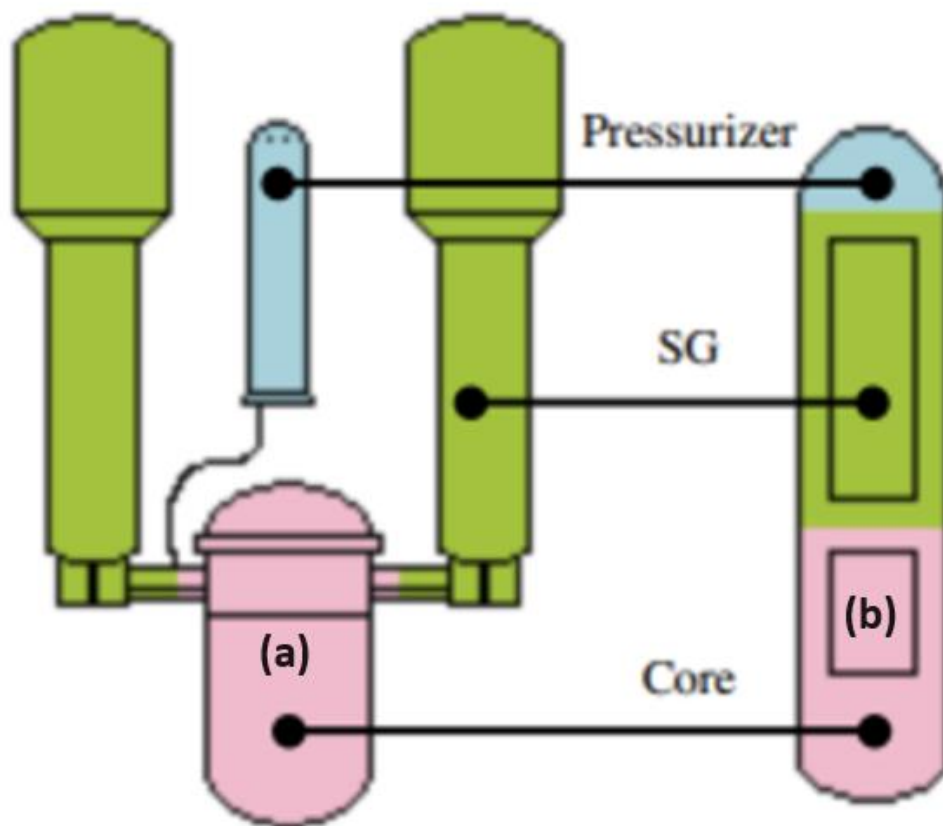


Figure 2. 1. Comparaison du système d'approvisionnement en vapeur nucléaire du Westinghouse AP1000 de 1 150 MWe, Gen III+ (a) avec celui du Westinghouse SMR de 225 MWe) (b). Le NSSS est intégré dans un module dans un iPWR.

Parmi les 26 conceptions proposées répertoriées dans le Tableau 2.1, 16 sont des réacteurs à eau légère. Parmi ceux-ci, six sont des réacteurs à eau pressurisée intégrale (iPWR) en cours de développement en Argentine (1), en Chine (1), en Corée (1), en Russie (1) et aux États-Unis (2). Des réacteurs modulaires à eau légère conventionnels sont en cours de développement au Brésil, en Chine, en France, en Russie et aux États-Unis. Bien que la technologie utilisée pour les SMR à eau légère conventionnels soit bien établie, leur principale innovation réside dans leur plus petite taille, ce qui, selon les développeurs, devrait entraîner une réduction des dépenses d'investissement totales. Cette taille réduite permet également des innovations secondaires dans la construction de centrales nucléaires civiles, principalement en modifiant les scénarios de déploiement, comme illustré à la Figure 2.2. Par exemple, le KLT-40S est suffisamment petit pour que deux unités puissent être placées sur un navire pour créer une centrale nucléaire flottante (FNPP), tandis que le réacteur Flexblue sera logé dans un navire submersible. Dans les deux cas, les navires seront ancrés au large des côtes et l'électricité sera transmise à terre aux clients.

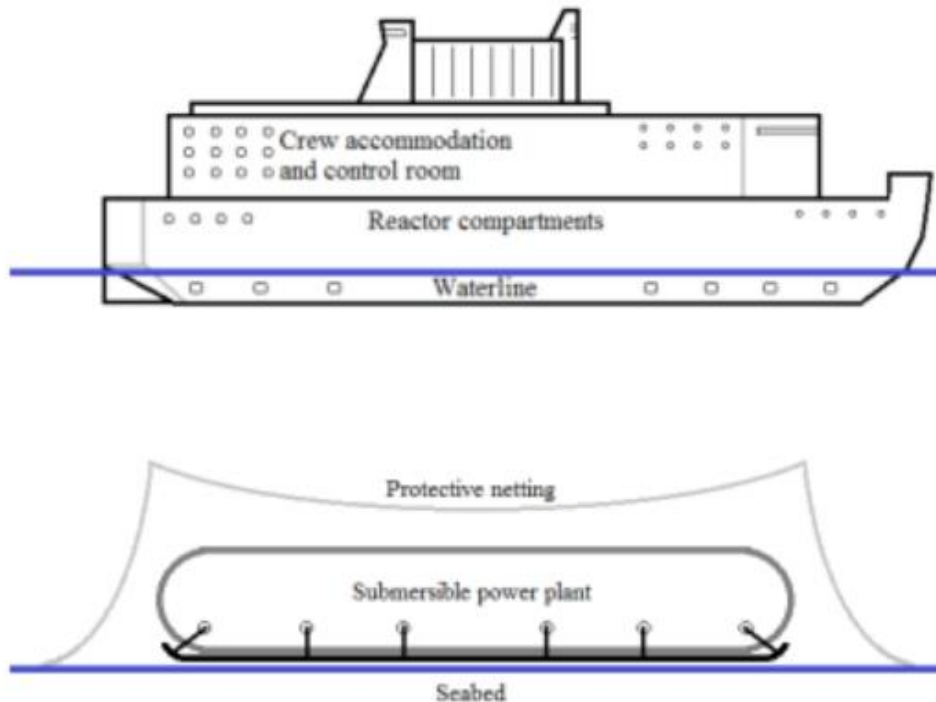


Figure 2. 2. Les réacteurs nucléaires de petite taille peuvent être déployés de manière impossible pour les grands réacteurs, comme sous terre, sur une barge ou sous l'eau.

Dix SMR non à eau légère sont également répertoriés dans le Tableau 2.1. Deux d'entre eux, tous deux des conceptions indiennes (initialement canadiennes), sont des HWRs. Les HWR diffèrent des LWR à plusieurs égards : ils utilisent de l'eau lourde (D_2O) à la fois comme modérateur et comme refroidissant, et leur combustible est le dioxyde d'uranium naturel. Cela simplifie le début du cycle du combustible en éliminant la nécessité d'installations d'enrichissement du combustible coûteuses, techniquement complexes et politiquement sensibles. Tous les composants principaux d'un HWR sont similaires à ceux d'un LWR, à l'exception du cœur du réacteur. Au lieu d'une cuve sous pression remplie d'assemblages de combustible, les HWR ont un grand réservoir appelé calandre, traversé par de nombreux tubes horizontaux pressurisés remplis de pastilles de combustible d'uranium naturel. Cette configuration permet de recharger le réacteur alors qu'il est en ligne.

Le premier des deux HWR du Tableau 1.1 est le PHWR-220, d'une puissance de 220 MWe. Ce réacteur est le cheval de bataille de l'industrie nucléaire indienne, avec 15 unités en fonctionnement. La première unité a été mise en service en 1980 au Rajasthan et la plus récente a été mise en service en 2011 à Kaiga. Le second HWR est le AHWR-300LEU, un réacteur expérimental avancé à eau lourde de 300 MWe conçu pour brûler une gamme plus

large de combustibles, y compris le thorium. Il utilise uniquement de l'eau lourde comme modérateur, tandis que son refroidissant est de l'eau légère. Un schéma du système d'alimentation en vapeur nucléaire (NSSS) d'un HWR générique est visible à la Figure 2.3.

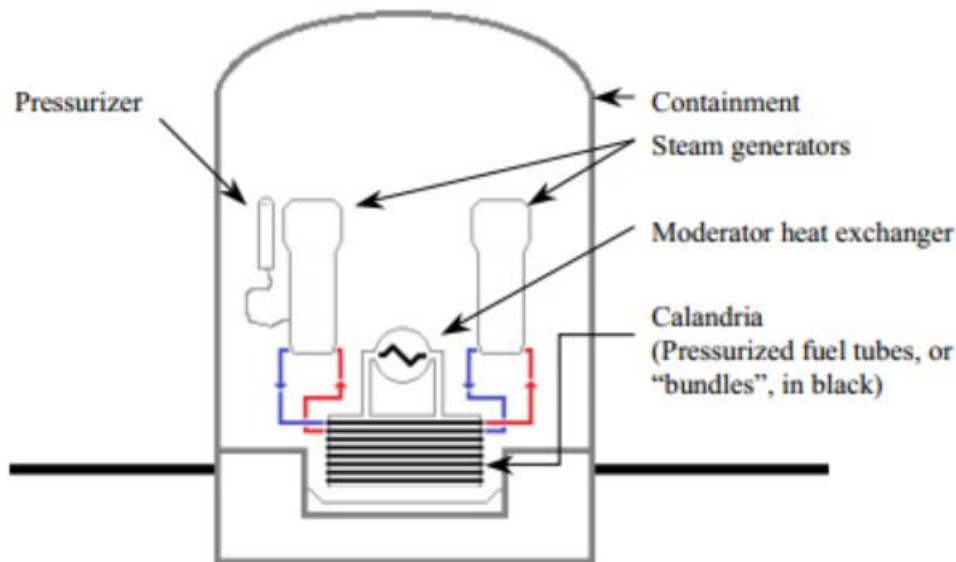


Figure 2. 3. Schéma du système de sûreté nucléaire d'un réacteur à eau lourde.

Les HTRs représentent une catégorie unique de réacteurs nucléaires conçus pour fonctionner à des températures nettement plus élevées que les réacteurs conventionnels. Ces réacteurs sont également appelés de diverses manières, notamment réacteurs à très haute température (VHTR), réacteurs refroidis au gaz (GCR) ou réacteurs à gaz à haute température (HTGR). Une caractéristique distinctive des HTR est leur utilisation de gaz, généralement de l'hélium ou du dioxyde de carbone, pour refroidir le cœur du réacteur au lieu de l'eau. Certains modèles utilisent également du gaz pour entraîner la turbine, permettant ainsi ce que l'on appelle un "cycle gaz complet" pour la production d'électricité. Le combustible nucléaire utilisé dans les HTR peut être configuré sous deux formes principales :

- Configuration en lit de galets : Dans ce design, le combustible nucléaire est encapsulé dans des galets sphériques qui circulent en continu à travers le cœur du réacteur. Cela permet une grande flexibilité et une utilisation efficace du combustible, car les galets usés peuvent être retirés et remplacés par des neufs sans arrêter le réacteur.

- Configuration en assemblages de combustible : Alternativement, le combustible peut être disposé en assemblages fixes, similaire à la configuration des réacteurs plus conventionnels. Ces assemblages de combustible restent stationnaires dans le cœur et sont remplacés périodiquement lorsqu'ils sont épuisés.

La Figure 2.4 présente des schémas des systèmes de production de vapeur nucléaire (NSSS) pour les deux types de réacteurs à haute température :

- Schéma du réacteur à lit de galets : Ce diagramme illustre le flux des galets à travers le cœur du réacteur, montrant le système de circulation qui transporte les galets à travers le cœur, où ils subissent des réactions de fission pour produire de la chaleur, puis les ramène au système de manutention du combustible.
- Schéma du réacteur à assemblages de combustible : Ce diagramme montre la disposition d'un réacteur utilisant des assemblages de combustible fixes. Il montre l'agencement du cœur, les chemins d'écoulement du liquide de refroidissement, et les échangeurs de chaleur ou turbines à gaz utilisés pour convertir l'énergie thermique produite en électricité.

Dans l'ensemble, les HTR offrent plusieurs avantages, y compris une efficacité thermique plus élevée en raison des températures de fonctionnement plus élevées, des caractéristiques de sûreté inhérentes grâce aux capacités de refroidissement passif du gaz de refroidissement, et un potentiel pour des applications de chaleur industrielle dans des secteurs tels que la production d'hydrogène et le dessalement.

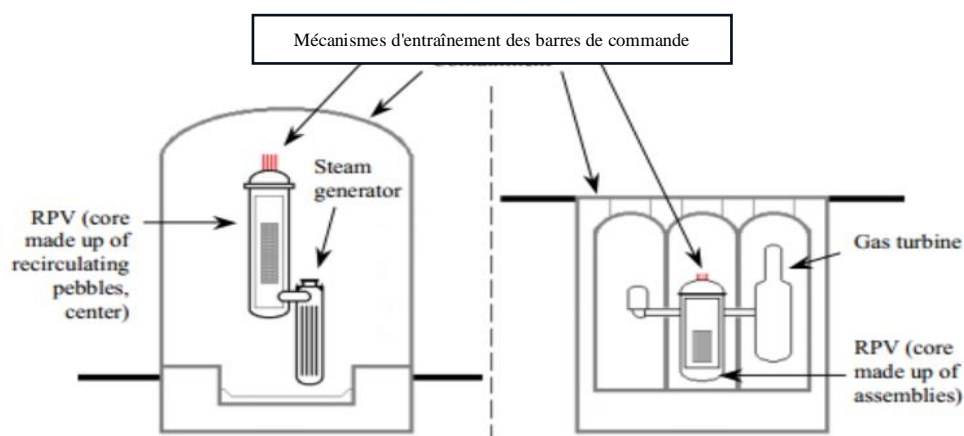


Figure 2. 4. Schémas des NSSS des réacteurs à haute température utilisant une configuration de combustible en lit de galets (à gauche, le HTR-PM) et des assemblages de combustible (à droite, l'EM2).

Le HTR-PM (Réacteur à haute température refroidi par gaz - Module à lit de boulets) est un réacteur nucléaire de quatrième génération avancé, conçu pour améliorer la sûreté et l'efficacité. Il s'agit du premier réacteur modulaire refroidi par gaz à haute température au monde, actuellement en service à la baie de Shidao, dans la province du Shandong, en Chine. Ce projet innovant est une collaboration entre le groupe China Huaneng, la China National Nuclear Corporation (CNNC) et l'Institut de technologie nucléaire et des nouvelles énergies de l'Université Tsinghua.

Le HTR-PM comprend deux petits réacteurs, chacun ayant une capacité thermique de 250 MWt, qui alimentent ensemble une seule turbine à vapeur de 210 MWe. Le réacteur utilise l'hélium comme caloporteur principal et le graphite comme modérateur de neutrons. Le combustible du réacteur se présente sous la forme d'éléments sphériques appelés "galets". Chaque galet a un diamètre de 60 mm et contient 7 grammes de dioxyde d'uranium (UO_2) enrichi à 8,5 wt.% en U-235. Ces galets encapsulent environ 12 000 particules de combustible TRISO (tristrukturales isotropes), chacune étant recouverte de plusieurs couches de carbone et de carbure de silicium, offrant une forte rétention des produits de fission même à des températures très élevées, jusqu'à 1620°C. Cette capacité à haute température garantit que le combustible reste stable et sûr dans des conditions extrêmes.

La construction du HTR-PM a débuté en décembre 2012. Le premier réacteur a atteint la criticité en septembre 2021, suivi par le second réacteur en novembre 2021. La centrale a été connectée au réseau en décembre 2021 et a atteint son exploitation commerciale complète en décembre 2022. Ce jalon marque une avancée significative dans la technologie nucléaire, mettant en avant des caractéristiques de sûreté avancées et le potentiel pour des applications de chaleur de procédé à haute température.

Le deuxième modèle HTR est le module de multiplication d'énergie (Energy Multiplier Module, EM2) de General Atomic de 265 MWe, dont le cœur est composé d'assemblages contenant du combustible usé retraité. Ce réacteur utilise un cycle hélium complet, avec une turbine à gaz en lieu et place d'une turbine à vapeur.

Les six modèles de réacteurs à métal liquide (LMR) présentés dans le Tableau 2.1 sont des réacteurs rapides qui utilisent un combustible enrichi jusqu'à 20 wt.% en uranium 235. Ils sont appelés LMR parce qu'ils utilisent du métal liquide comme caloporteur : les options courantes incluent le sodium fondu, le plomb fondu et un mélange eutectique de plomb et de bismuth. La Figure 2.5 présente un schéma du système de refroidissement et de sûreté nucléaire d'un réacteur à métal liquide générique

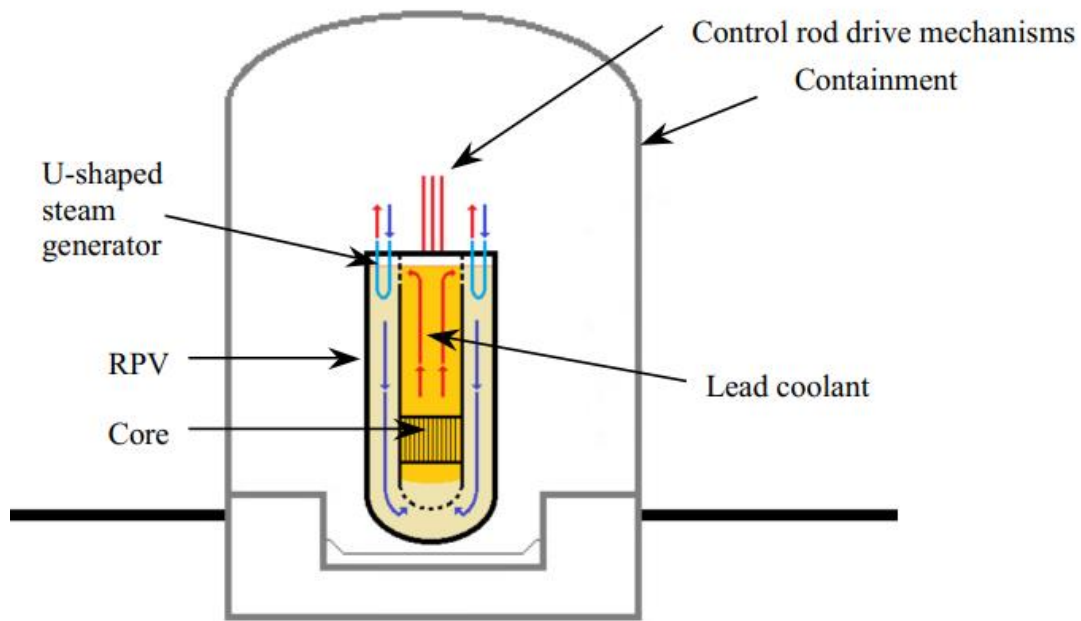


Figure 2. 5. Schéma du système d'alimentation en vapeur d'un réacteur à métal liquide.

2.1.2. Avantages et inconvénients potentiels des SMR

Les technologies présentées dans la section 2.1 ne sont pas uniques aux SMR ; en effet, des projets de réacteurs de grande taille de chaque type ont été proposés, voire même construits et exploités. Cette section présentera les caractéristiques que les partisans estiment, si elles sont réalisées, rendre les SMR supérieurs aux grands réacteurs. Dans certains cas, les innovations spécifiques aux SMR, considérées comme avantageuses par les partisans de la technologie, posent elles-mêmes des problèmes.

Pour que les SMR deviennent rentables et jouent un rôle significatif dans la décarbonation du système énergétique mondial, ils devront être déployés en grand nombre à l'échelle mondiale – certainement par centaines ou plus. Si les SMR suivent la trajectoire historique des grands réacteurs nucléaires, il est pratiquement impossible qu'ils atteignent ce niveau de succès. Le défi auquel les SMR sont confrontés est donc triple : premièrement, changer le paradigme de construction ; deuxièmement, changer le paradigme de déploiement ; et troisièmement, changer le paradigme institutionnel. Nous mettrons en évidence les avantages et les inconvénients potentiels des SMR en discutant de ces trois défis.

2.2. Changement du paradigme de construction

Les réacteurs nucléaires conventionnels sont construits un par un, principalement sur site, en utilisant des équipements spécialisés et des composants fabriqués sur mesure. Une vision qui rend les SMR particulièrement attrayants est la possibilité qu'ils puissent être fabriqués sur une chaîne de montage et expédiés sur un site prêt à être raccordés au reste de l'installation. Un objectif clé est d'exploiter les économies de production de masse et de fabrication en usine qui ont jusqu'à présent échappé à l'industrie nucléaire, tout en réduisant la quantité de construction de qualité nucléaire sur le site. Cela permettrait d'atteindre des niveaux de contrôle de qualité beaucoup plus élevés, puisque celui-ci serait effectué en usine. La production en série aiderait également les fournisseurs à intégrer les améliorations techniques plus rapidement si la construction nucléaire était confinée à un seul site. L'intégration de caractéristiques de sûreté passive dans le module nucléaire pourrait peut-être éliminer une partie de la plomberie associée aux grandes centrales. Les avantages de moins de composants sont évidents pour des raisons évidentes.

Le contrôle des coûts et de la durée de construction ne sont pas les seuls avantages qui pourraient être réalisés avec la production en série. Il devrait également être possible de soutenir une chaîne d'approvisionnement saine. La construction de réacteurs plus grands nécessite de commander des composants plus grands, ce qui exclut tous les fournisseurs de composants sauf les plus financièrement capables du marché. Cela permet aux fournisseurs de composants restants de commander une prime, augmentant les dépenses nécessaires à l'exécution du projet. Les SMR pourraient renforcer la chaîne d'approvisionnement nucléaire de deux manières importantes : premièrement, leur plus petite taille signifie que plus de fournisseurs de composants seront en mesure de fabriquer les composants nécessaires pour un réacteur nucléaire ; deuxièmement, leur fabrication en série garantira un « carnet de commandes » pour les composants. Ces deux facteurs pourraient étendre la chaîne d'approvisionnement nucléaire.

Bien sûr, exploiter les économies de volume au détriment des économies d'échelle en termes de taille de réacteur présente également ses inconvénients. Le coût par unité de puissance produite pourrait finir par être plus élevé que celui des réacteurs conventionnels : les coûts de construction ou les frais généraux induits par la réglementation ne sont probablement pas proportionnels à la taille. De plus, si un modèle de SMR est déployé en grande quantité et qu'un défaut de fabrication est découvert après ce déploiement, les implications techniques, économiques, sociales et juridiques de l'enlèvement ou de la

modification sur le terrain de nombreuses centrales électriques pourraient l'emporter sur celles causées par les rappels dans d'autres industries, telles que l'informatique, l'automobile et l'aviation.

Les plans pour la construction d'une usine qui fabriquerait des SMR sont étonnamment absents de la plupart des discussions sur la viabilité des SMR : soit un carnet de commandes important, soit un investissement par un État souverain sera probablement nécessaire pour accomplir cette tâche. Aucun fournisseur de SMR n'a encore été garanti.

Enfin, certains ont articulé une vision de la livraison de réacteurs entièrement alimentés sur un site et, une fois le combustible épuisé, de la récupération de l'ensemble du réacteur intact, de sorte qu'aucun ravitaillement ou remplissage ne se produise sur le terrain. Bien que cette idée soit attrayante en concept, il est très peu probable qu'elle soit réalisable pour les prochaines décennies, en particulier pour les conceptions de LWR qui seront les premières sur le marché.

La plus petite taille des SMR permet leur déploiement de manière et dans des endroits qui seraient infaisables pour les grands réacteurs. De nombreux fournisseurs de SMR envisagent d'installer leurs réacteurs dans des voûtes en béton souterraines, immergés dans l'eau. Dans la section précédente, des exemples de centrales SMR flottantes et submersibles ont également été introduits. Les fournisseurs soutiennent que de telles stratégies de déploiement novatrices sont conçues pour améliorer la sécurité et la sûreté. La plupart des conceptions de SMR visent à prolonger la période de rechargement au-delà des 18 mois d'exploitation continue que les grands réacteurs peuvent atteindre : certains développent des réacteurs qui ne nécessitent aucun rechargement sur site pendant toute leur durée de vie. Certains fournisseurs souhaitent "sceller" leur réacteur autant que possible : réduire le nombre de fois où le réacteur peut être accessible au cours de sa durée de vie pourrait améliorer la sécurité et la sûreté. Ces efforts visent à empêcher toute manipulation du combustible, ce qui réduit la charge sur les opérateurs de l'installation et les inspecteurs internationaux, tout en handicapant les terroristes potentiels.

Un autre objectif est de prouver aux régulateurs que les SMR devraient entraîner des coûts de sûreté et de planification plus bas, certains fournisseurs promettant de réduire ou d'abolir la nécessité d'une zone de planification d'urgence (EPZ) autour des installations individuelles. Étant donné que les SMR ont des inventaires de radionucléides plus petits que les grands réacteurs, les conséquences d'un accident impliquant un SMR sont potentiellement plus faibles que celles impliquant un grand réacteur. Ces facteurs, associés à l'élimination des

tuyauteries à haute pression de grand diamètre, aux mesures de sûreté passive de la génération actuelle, aux grandes réserves d'eau d'urgence, et à la réduction ou à l'abolition de la dépendance d'une installation à l'intervention des opérateurs et à l'énergie externe, rendent l'adoption des mêmes mesures de sûreté pour les SMR et les grands réacteurs "presque certainement injustifiable".

De nombreux fournisseurs ont également conçu leurs installations pour un déploiement multiréacteurs, avec jusqu'à 12 réacteurs situés sur un même site dans certains cas. L'ajout progressif d'unités pourrait rendre la construction de réacteurs économiquement viable pour les services publics qui ne peuvent pas se permettre une grande installation, ou pour les nations plus pauvres qui prévoient néanmoins une consommation d'énergie accrue à l'avenir. Grâce à leur petite taille, les SMR ne mettront pas autant de pression sur les ressources en eau que les grandes installations, avec un fournisseur concevant un système de refroidissement à air sec qui rend son SMR viable dans des endroits pauvres en eau. Les SMR peuvent avoir le potentiel de toucher un marché plus large, où les grandes installations ne sont pas une option en raison de géographies difficiles, de faibles besoins en demande ou de contraintes du réseau de transmission.

L'objectif ultime est de démontrer que ces réacteurs sont suffisamment flexibles pour être déployés dans des zones où les grands réacteurs ne le peuvent pas : plus près des centres de population, dans des régions pauvres en eau ou contraintes par le réseau électrique, dans des zones géographiquement difficiles, dans des pays qui n'ont pas la capacité institutionnelle de construire une industrie nucléaire civile de manière traditionnelle, ou par des opérateurs qui ne peuvent pas se permettre les dépenses en capital total qu'impliquent les grands réacteurs.

La raison pour laquelle les défis de déploiement et institutionnels ont été abordés conjointement doit maintenant être claire. C'est précisément la plus grande flexibilité offerte par les SMR qui rend impératif la mise en place de nouveaux arrangements institutionnels. Dans les États disposant déjà de l'énergie nucléaire, la réglementation de ces modules, et en particulier des centrales multi-modules, soulève des questions qui n'ont pas encore été résolues. Aux États-Unis, la NRC (Nuclear Regulatory Commission) s'est abstenue de trancher de nombreuses questions jusqu'à ce que des demandes de certification de conception soient soumises. Ces questions incluent la taille de la zone de planification d'urgence (EPZ) et le type d'interface de construction-exploitation nécessaire pendant la construction multi-modules, entre autres. La résolution de la plupart de ces questions aura des implications financières pour les fournisseurs et les opérateurs potentiels. Les cadres existants centrés sur

les réacteurs à eau légère pourraient potentiellement être adaptés aux SMR à eau légère, bien que cela ne soit pas simple : l'élimination ou la réduction drastique de l'exigence de l'EPZ en est un exemple frappant. De plus, les questions concernant la formation des opérateurs et la culture de la maintenance seront primordiales si les SMR se multiplient, à moins que les fournisseurs ne livrent des réacteurs qui ne nécessitent ni opérateurs, ni équipes de maintenance, ni personnel de sécurité, ce qui est impossible. Enfin, les SMR doivent répondre aux préoccupations soulevées à l'encontre de l'énergie nucléaire en général, notamment la gestion des déchets et la perception de l'énergie nucléaire comme intrinsèquement dangereuse. La plupart des conceptions à eau légère prévoient la gestion des déchets sur site, et les caractéristiques de sûreté passive restent à démontrer à grande échelle commerciale.

Dans les États émergents en matière d'énergie nucléaire, le déploiement des SMR soulève non seulement les questions évoquées ci-dessus, mais aussi des questions de capacité institutionnelle. Exporter des SMR vers des nations qui manquent d'institutions transparentes, responsables et indépendantes pour protéger les installations nucléaires et répondre aux catastrophes posera des risques. La résolution de cette question est nécessaire pour que les SMR réussissent, compte tenu de l'importance du marché international pour la stratégie commerciale des SMR.

Où qu'ils soient déployés, un monde plus dépendant des réacteurs nucléaires devra améliorer l'extraction, le traitement et la fabrication du combustible en amont du cycle. Il devra également résoudre la question des déchets nucléaires. Et, avec un plus grand nombre de centrales nucléaires, il devra renforcer le régime de gouvernance nucléaire internationale en exigeant des mesures de sécurité rigoureuses de la part des opérateurs, en fournissant aux inspecteurs internationaux davantage de ressources pour accomplir leur mission, et en formulant des plans crédibles pour gérer les incidents lorsqu'ils surviennent.

2.3. Présentation technologique d'un SMR REP

2.3.1. Présentation d'un cœur de REP

Dans un réacteur à eau pressurisée (REP), le combustible nucléaire se présente sous forme de pastilles d'oxyde d'uranium (UO₂). Ces pastilles sont empilées dans une gaine en alliage de zirconium, fermée à ses extrémités par des bouchons soudés, formant ainsi un crayon combustible. La gaine et ses bouchons constituent la première barrière de confinement des radionucléides, y compris les actinides et les produits de fission.

Les crayons combustibles sont assemblés en un réseau carré, le plus couramment utilisé dans les REP étant un réseau 17x17. Ce réseau comprend 264 crayons combustibles, 24 tubes-guides et un tube central d'instrumentation. La hauteur de l'assemblage varie selon le type de réacteur. Les crayons sont maintenus en place par des embouts supérieurs et inférieurs ainsi que par des grilles de mélange intermédiaires. Les assemblages combustibles reposent sur une plaque support située dans la partie inférieure de la cuve du réacteur.

Le cœur du réacteur est entouré d'une enveloppe et d'un réflecteur. Le réflecteur peut être principalement constitué d'eau, comme dans les réacteurs de deuxième génération, ou d'acier, comme dans les réacteurs. Le réflecteur renvoie les neutrons émanant des assemblages périphériques vers la partie active du cœur, améliorant ainsi le facteur de multiplication et réduisant la quantité de matière fissile nécessaire pour atteindre la criticité. Cela permet une économie de combustible et influence la distribution radiale de la puissance dans le cœur tout en limitant la fluence reçue par la cuve.

Lorsque le combustible n'est plus assez réactif pour maintenir la criticité, il est nécessaire de recharger le cœur. La période de fonctionnement entre deux rechargements est appelée cycle ou campagne, et sa durée est la longueur de cycle. Lors d'une opération de rechargement, une partie ou la totalité des assemblages combustibles est remplacée. La quantité d'assemblages remplacés définit le fractionnement du cœur. Par exemple, un fractionnement de 3 signifie que seulement un tiers des assemblages du cœur, ceux ayant déjà effectué trois cycles, est remplacé. Un fractionnement plus élevé permet un burnup (degré de combustion) plus élevé des assemblages déchargés mais nécessite des cycles plus courts, augmentant ainsi la fréquence des rechargements. La gestion du combustible doit donc être optimisée en tenant compte des limites de fonctionnement et de sûreté (Tableau 2.2). L'optimisation de la gestion du combustible vise à équilibrer ces facteurs d'optimisation avec les limites physiques et technologiques afin d'assurer un fonctionnement sûr et efficace du réacteur.

Tableau 2. 2. Paramètres à optimiser et limites physiques et technologiques.

Facteurs d'optimisation	Limites physiques et technologiques
Fractionnement du cœur	Comportement thermomécanique des crayons
Enrichissement du combustible	Enrichissement maximal
Utilisation de poisons consommables	Excursions locales de puissance
Plan de chargement	Coefficient de température modérateur maximal
Flexibilité de production	Concentration limite en bore soluble
Placement des arrêts	Marge d'antiréactivité

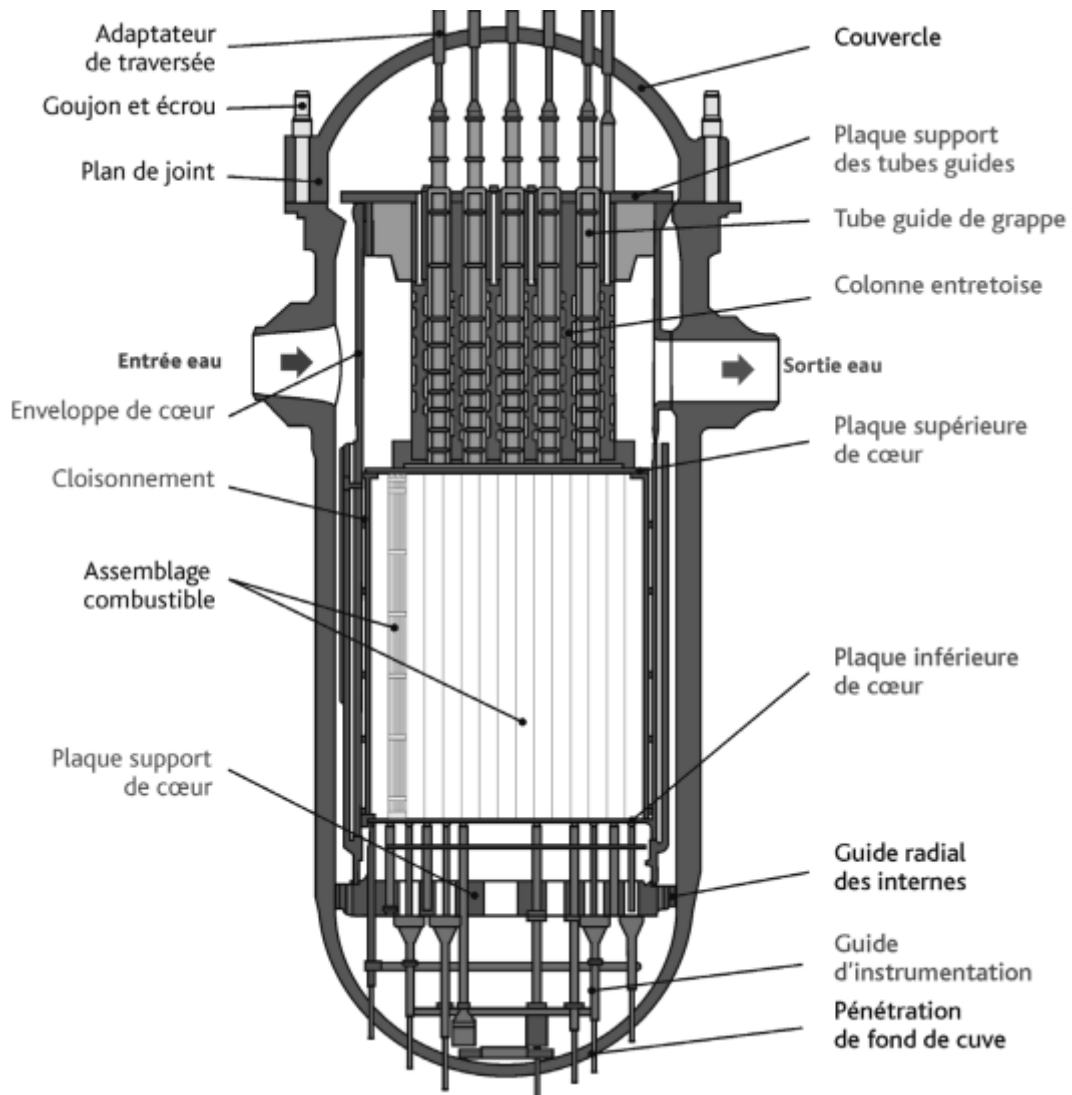


Figure 2. 6. Schéma des équipements internes d'une cuve de REP.

2.3.2. Contrôle de la réactivité

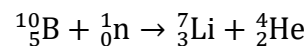
Le contrôle de la réaction en chaîne dans un réacteur à eau pressurisée (REP) nécessite de maintenir une réactivité globale nulle dans l'ensemble du cœur en fonctionnement normal. Les principaux enjeux de ce contrôle sont les suivants :

- Compenser la perte de réactivité du combustible due à la diminution de ^{235}U ;
- Gérer les variations de charge dues au xénon ;
- Uniformiser les distributions de puissance hétérogènes ;
- Contrôler le décalage axial causé par les oscillations du xénon ;
- Assurer l'arrêt à froid.

Les sections suivantes décrivent les différents moyens de contrôle de la réactivité dans un REP.

2.3.2.1. Le bore soluble

L'isotope B-10 du bore est notable pour sa réaction (n, α) avec une grande section efficace thermique (3840 barns à 0,025 eV).



À l'état naturel, le bore se compose à 80,2 % de B-11 et à 19,8 % de B-10, et il est soluble dans l'eau sous forme d'acide borique (H_3BO_3). Dans les REP, le bore soluble est couramment utilisé pour contrôler la réactivité. Dissous dans le circuit primaire, il est présent de manière homogène dans tout le cœur. Le circuit de contrôle volumétrique mesure la concentration en bore soluble et permet des opérations de borication ou de dilution. La concentration en bore soluble est minimale en fin de cycle (quelques ppm) et maximale lors de l'arrêt à froid pour rechargement (environ 2500 ppm, variable selon la gestion du combustible).

Avantages et inconvénients de l'utilisation du bore soluble :

Avantages :

L'usage du bore soluble permet un empoisonnement homogène du cœur, aidant ainsi à uniformiser les distributions de puissance.

Inconvénients :

- Pilotage :

- Le coefficient de température modérateur (CTM) diminue en valeur absolue avec l'augmentation de la concentration en bore soluble. Sans bore, il est largement négatif (environ $-60 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$), mais peut devenir positif si la concentration en bore soluble est trop élevée (environ 2400 ppm).
- Il est nécessaire d'ajouter de la lithine dans le circuit primaire pour ajuster le pH du caloporteur afin de minimiser la corrosion.
- En fin de cycle, la faible concentration en bore soluble allonge les temps de dilution, limitant ainsi la vitesse de reprise de charge selon les débits d'injection d'eau claire.
- Accidents :
 - Il existe un risque d'accident par dilution incontrôlée d'acide borique due à une injection d'eau claire dans le circuit primaire (dilution par source externe).
 - En cas d'accident de perte de réfrigérant primaire, des bouchons d'eau claire peuvent se former par condensation et migrer vers le cœur, entraînant une dilution inhérente.
- Environnement :
 - Les réactions $\text{B-10} (n, 2\alpha)\text{H-3}$ et $\text{Li-6} (n, \alpha)\text{H-3}$ sont les principales sources de production directe de tritium dans le fluide caloporteur (respectivement 85 % et 15 %). Les réactions $\text{Li-7} (n, n\alpha)\text{H-3}$ et $\text{H-2} (n, \gamma)$ contribuent à moins de 1 %. Le taux de production de tritium dans un REP est estimé à environ $37 \text{ TBq/GWe}^{-1} \cdot \text{an}^{-1}$. La gestion du combustible et le pilotage affectent la quantité de tritium produite.
 - Le tritium produit dans le circuit primaire est la principale source de tritium dans les effluents liquides et gazeux de la centrale. Il n'existe pas de procédé industriel pour isoler le tritium des effluents liquides. L'impact radiologique du tritium étant faible, il est rejeté en totalité dans l'environnement dans le respect des arrêtés ministériels fixant les limites annuelles d'activités en tritium dans les rejets liquides et gazeux. Pour minimiser les rejets de tritium par voie gazeuse, dont l'impact radiologique est plus important, l'exploitant favorise les rejets par voie liquide.

2.3.2.2. Les grappes de contrôle

Les grappes de contrôle, également appelées grappes de commande, comprennent 24 crayons mobiles contenant des matériaux absorbant les neutrons. Ces crayons sont insérés dans les tubes guides d'un assemblage combustible (voir Figure 2.7). Chaque crayon absorbant est constitué d'un poison neutronique enfermé dans un tube en acier. Les grappes sont reliées à un mécanisme de contrôle situé à l'extérieur de la cuve du réacteur. Ce

mécanisme de commande électromagnétique permet un déplacement pas à pas des grappes. En cas de coupure de courant, les grappes tombent par gravité, provoquant l'arrêt du réacteur.

Il existe différents matériaux absorbant les neutrons, distingués par leur capacité d'absorption, leur spectre d'absorption et leur comportement sous irradiation (voir Tableau 2.3). Le type de poison neutronique utilisé peut varier selon la position du crayon dans l'assemblage et même au sein d'un même crayon. On distingue généralement deux types de grappes :

- Grappes noires : Composées de 24 crayons très absorbants (AIC ou B₄C). Elles sont qualifiées de "noires" en raison de leur forte capacité d'absorption des neutrons.
- Grappes grises : Constituées en partie de crayons AIC et en partie de crayons en acier, qui est peu absorbant. Elles sont appelées "grises" par opposition aux grappes noires.

Pour le contrôle des réacteurs à eau pressurisée de forte puissance, les grappes sont réparties en différents groupes :

- Groupe d'arrêt : Utilisé pour l'arrêt automatique et manuel du réacteur. Composé de grappes noires, ce groupe est retiré du cœur en fonctionnement.
- Groupes de compensation de puissance : Permettent de moduler rapidement la charge du réacteur.
- Groupe de régulation de température (groupe R) : Ajuste la température moyenne du circuit primaire, en équilibrant la réactivité, et contrôle la distribution de puissance.

Les grappes de contrôle compensent également les effets de redistribution de puissance et contrôlent le déséquilibre axial du flux neutronique. Ce déséquilibre est surveillé par l'axial offset (AO) et peut provoquer des oscillations de xénon si non maîtrisé dans les réacteurs de grande taille. Les grappes en Pyrex ont un usage particulier en tant que poisons consommables, insérés en permanence pour limiter la réactivité des premiers cœurs.

Tableau 2. 3. Matériaux absorbants et leur comportement sous irradiation.

Matériau	Domaine d'absorption	Comportement sous irradiation
B ₄ C (carbure de bore)	Thermique (bore)	Gonflement sous irradiation, effritement, risque de dissolution en cas de fissure de la gaine
AlCalliage d'argent (=80%), d'indium (15%) et de cadmium)	Thermique (cadmium) et épithermique (indium et argent)	Gonflement, tassement, fluage, produits de transmutation radioactifs (Ag*-108 et Ag*-110)
Hafnium	Épithermique	Faible gonflement, ni tassement ni fluage, produits de transmutation à vie courte, faible diminution de l'efficacité
Titanate de dysprosium	Thermique et épithermique	Faible diminution de l'efficacité, courte période des produits de transmutation, faible gonflement en phase cubique
Pyrex (verre borosilicate B ₂ O ₂ -SiO ₂)	Thermique (bore)	Production d'hélium pouvant migrer à l'intérieur du tube entretoise

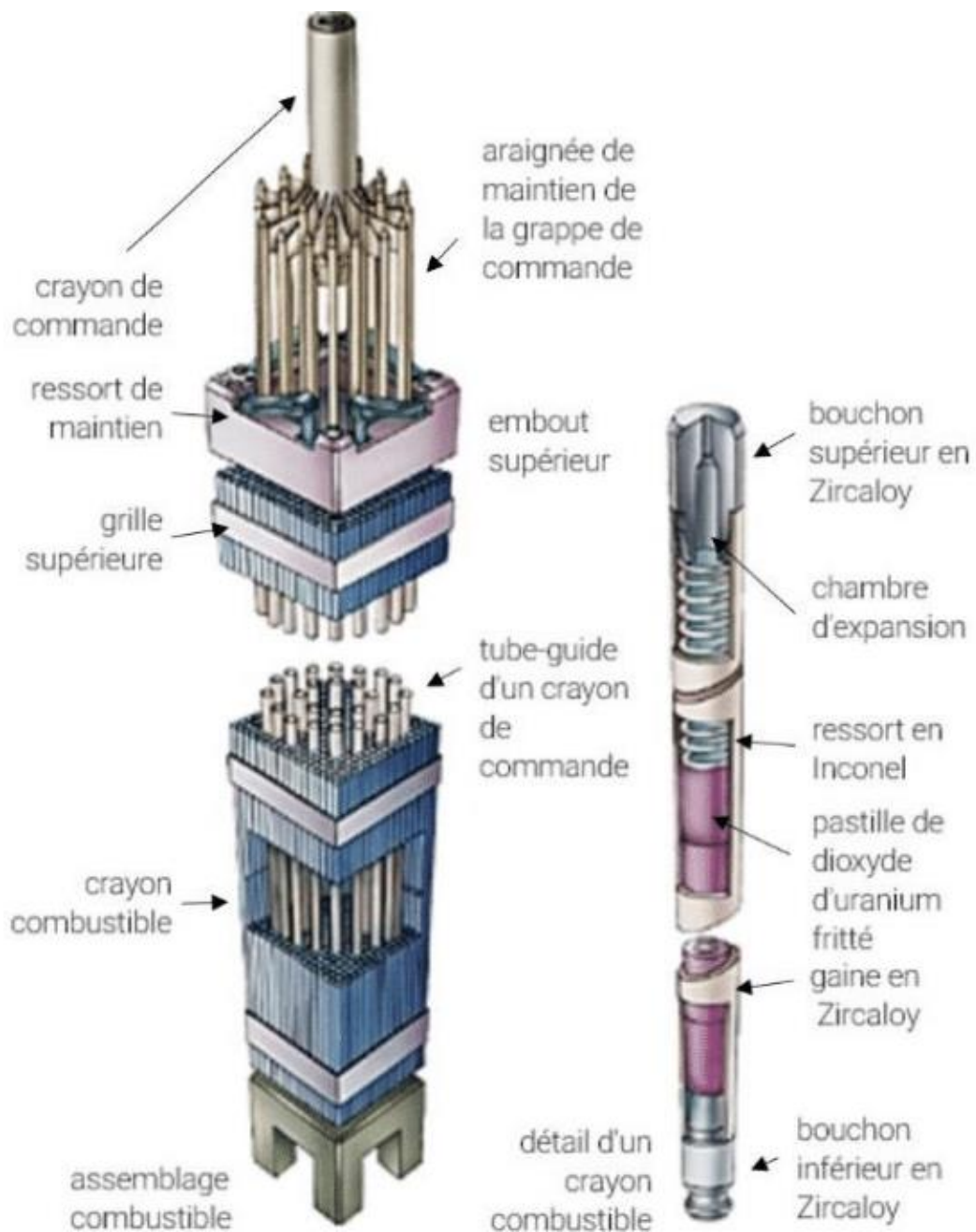


Figure 2. 7. Vues schématiques d'un assemblage combustible.

2.3.2.3. Les poisons consommables à poste fixe

En début de cycle, il est crucial d'introduire une quantité importante d'antiréactivité pour compenser la réactivité élevée du combustible neuf. La limitation de la concentration maximale en bore soluble peut nécessiter l'utilisation de poisons neutroniques solides, tels que le Pyrex ou l'oxyde de gadolinium (Gd_2O_3) mélangé à l'oxyde d'uranium dans certains crayons combustibles. Toutefois, la présence de gadolinium dans les pastilles de combustible réduit leur conductivité thermique. Par conséquent, la teneur massique en gadolinium est

généralement comprise entre 7 % et 9 %, et l'enrichissement en ^{235}U est compris entre 0,25 wt.% et 2,5 wt.%. Cette limitation de l'enrichissement évite l'apparition de points chauds dans l'assemblage une fois le poison neutronique consommé. L'utilisation d'assemblages contenant des poisons dans la configuration du cœur du réacteur à eau pressurisée peut également aider à contrôler la distribution radiale de la puissance.

Le gadolinium naturel est composé de plusieurs isotopes : Gd-152 (0,20 %), Gd-154 (2,18 %), Gd-155 (14,80 %), Gd-156 (20,47 %), Gd-157 (15,65 %), Gd-158 (24,84 %) et Gd-160 (21,86 %). Seuls les isotopes Gd-155 et Gd-157 sont des absorbeurs neutroniques significatifs dans le domaine thermique (voir Figure 2.8). Ces isotopes disparaissent progressivement en absorbant des neutrons, se transmutant en Gd-156 et Gd-158.

La réactivité dans un assemblage contenant des poisons consommables gadoliniés n'est pas linéaire et peut atteindre un maximum au cours de l'irradiation, appelé "pic gadolinium" (voir Figure 2.9). L'augmentation du nombre de crayons contenant du gadolinium dans l'assemblage réduit la réactivité initiale mais retarde peu l'apparition du régime d'épuisement linéaire, caractéristique des assemblages sans poisons neutroniques. Ce comportement s'explique par la dispersion des crayons contenant du gadolinium dans l'assemblage, chaque crayon s'épuisant indépendamment des autres, sans effet de protection mutuelle. De plus, l'introduction de poisons consommables entraîne une pénalité sur la longueur de cycle en raison de la réduction de ^{235}U et de l'épuisement incomplet du poison.

L'augmentation de la teneur en gadolinium dans les crayons retarde significativement l'apparition du régime linéaire, car l'effet d'autoprotection du gadolinium dans la pastille de combustible est renforcé. L'antiréactivité apportée par les poisons consommables en début de cycle permet d'enrichir le combustible à des niveaux plus élevés, augmentant ainsi la longueur de cycle. Cependant, à enrichissement constant, le remplacement des crayons UO_2 par des crayons $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ réduit la longueur de cycle. En outre, la présence de poisons neutroniques perturbe la distribution radiale de la puissance de l'assemblage, ce qui nécessite un positionnement soigneux des crayons contenant du gadolinium pour minimiser cet effet.

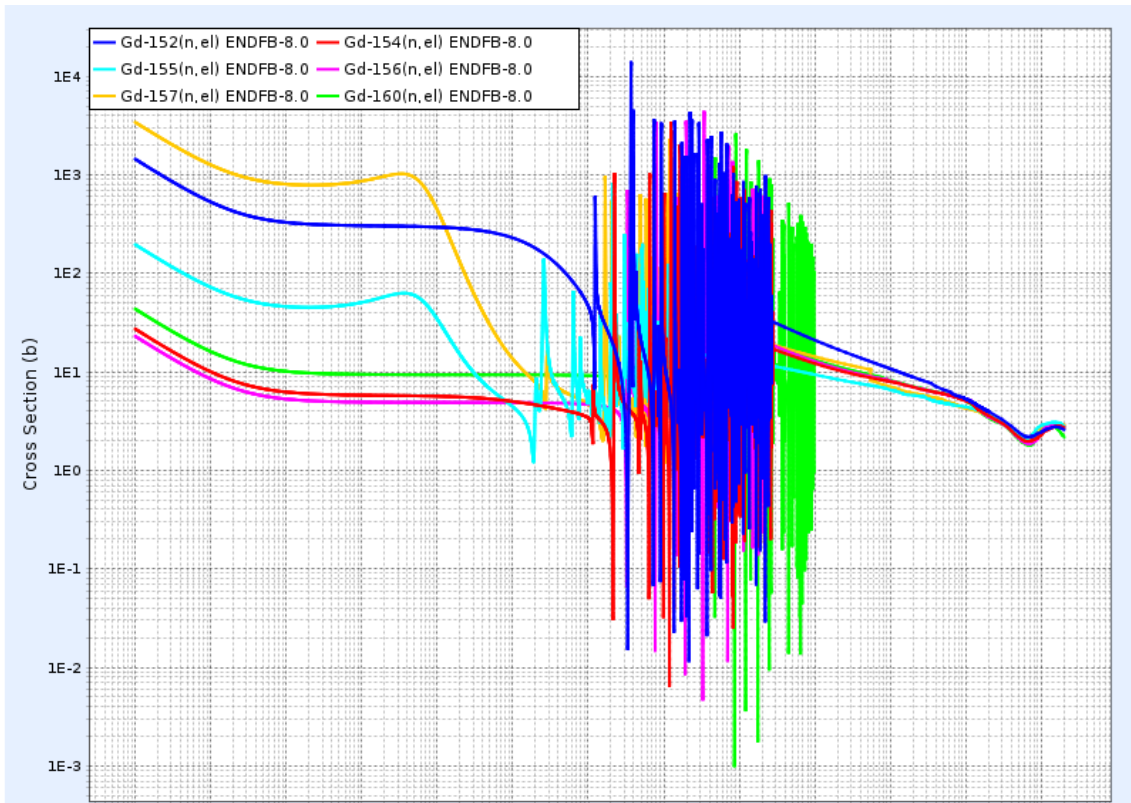
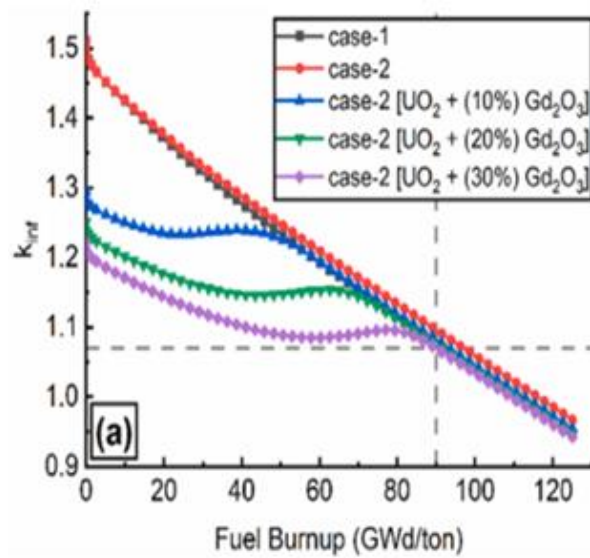


Figure 2. 8. Sections efficaces de capture des isotopes du gadolinium[28].



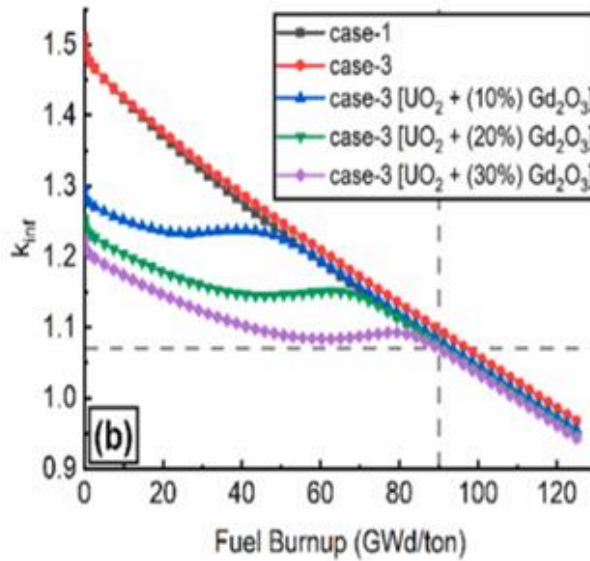


Figure 2. 9. Evolution de la réactivité d'un assemblage sans bore soluble enrichi à 4,95 wt.% et contenant des poisons consommables[29,30].

2.4. Conclusion

Ce chapitre a fourni une vue d'ensemble des différentes conceptions et technologies des SMR, soulignant leur diversité et leurs applications potentielles. Nous avons commencé par définir ce que sont les SMR et les avons situés par rapport aux réacteurs de taille moyenne et grande, en insistant sur l'acronyme SMR pour désigner les petits réacteurs modulaires. Les SMR couvrent un large éventail de tailles et de technologies, allant des réacteurs à eau légère (LWR) aux réacteurs à métal liquide (LMR), en passant par les réacteurs à haute température (HTR) et les réacteurs à eau lourde (HWR). Chaque type de réacteur présente des caractéristiques uniques et des avantages spécifiques, comme l'intégration complète du système d'alimentation en vapeur pour les iPWR, l'utilisation d'eau lourde pour les HWR, les températures de fonctionnement élevées pour les HTR, et l'utilisation de métaux liquides comme caloporteurs pour les LMR.

Chapitre III : Exploration des combustibles à base de thorium

3.1. Introduction

La croissance rapide de la population mondiale au cours des dernières décennies a considérablement influencé les besoins énergétiques futurs et les conditions environnementales. Pour maintenir la prospérité et la paix sur notre planète, il est crucial de garantir la disponibilité et l'accessibilité de l'énergie. Actuellement, il existe trois principales options énergétiques : les énergies renouvelables, les combustibles fossiles et le nucléaire. Les sources d'énergie renouvelable, en particulier l'éolien et le solaire, sont intrinsèquement peu fiables en raison de leur dépendance aux conditions naturelles, limitant leur capacité à répondre à la demande énergétique mondiale. Les combustibles fossiles, bien que les ressources énergétiques les plus largement utilisées aujourd'hui et capables de répondre aux besoins actuels, engendrent des dangers environnementaux significatifs, principalement en raison des émissions de CO₂. En revanche, l'énergie nucléaire est la plus grande source d'énergie sans émissions, rentable et capable de répondre à la demande croissante d'électricité à l'échelle mondiale.

Le paysage actuel de l'énergie nucléaire est dominé par les réacteurs à eau légère, comprenant les réacteurs à eau pressurisée et les réacteurs à eau bouillante, qui fonctionnent généralement sur un cycle de combustible à passage unique, n'utilisant qu'environ 0,6 % de l'uranium naturel. La nécessité d'une meilleure utilisation des ressources naturelles, ainsi que les préoccupations en matière de sûreté, de fiabilité et de résistance à la prolifération, ont conduit à la création du Generation IV International Forum (GIF) dirigé par les États-Unis, visant à développer des technologies nucléaires avancées favorisant une utilisation durable des ressources.

L'un des objectifs principaux du GIF est l'utilisation durable des ressources naturelles. Les générations actuelles et futures de LWR peuvent être modifiées ou conçues pour atteindre ou approcher ces objectifs de durabilité, en tirant parti des technologies éprouvées et des infrastructures existantes pour minimiser les dépenses de recherche et de développement. Les conceptions avancées de LWR avec des cycles de combustible innovants pourraient offrir une voie pratique et rentable à court terme, du moins jusqu'à ce que la technologie des réacteurs rapides devienne mature. Des études récentes ont montré que le fonctionnement autosuffisant des réacteurs à eau bouillante en termes de matériau fissile est possible en modifiant les réacteurs à eau bouillante pour réduire le pas du réseau des crayons de combustible, augmenter la fraction moyenne de vide du cœur et utiliser une structure de cœur axialement hétérogène.

En outre, certaines études suggèrent que le combustible (^{232}Th - ^{233}U) est le seul capable d'une haute conversion dans un spectre de neutrons thermiques, car ^{233}U a un rendement en neutrons (facteur η) par neutron absorbé supérieur à 2,0 sur une large gamme d'énergies de neutrons thermiques, contrairement à d'autres isotopes fissiles courants tels que ^{235}U et le ^{239}Pu . Le thorium est 2 à 4 fois plus abondant que l'uranium, et l'utilisation de combustibles à base de thorium dans un cycle de combustible à haute conversion dans les réacteurs à eau légère existants peut potentiellement améliorer l'utilisation des ressources naturelles en exploitant les vastes réserves de thorium et en réduisant la demande en uranium naturel. Cette approche pourrait conduire à des avancées significatives dans l'efficacité et la durabilité de l'énergie nucléaire[31–40].

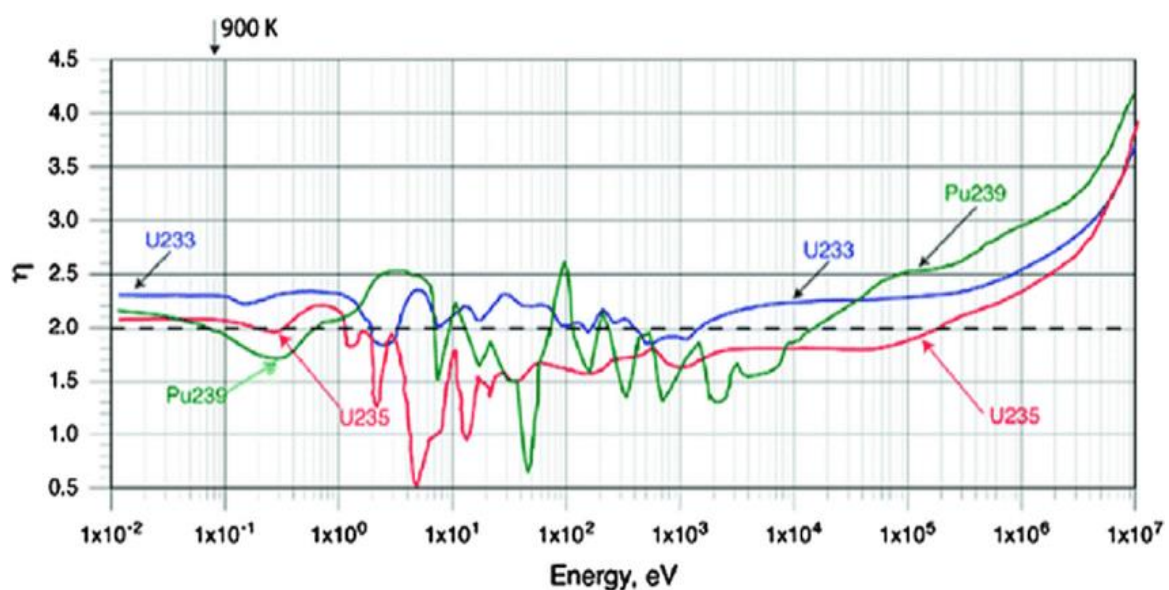


Figure 3. 1. Le facteur η de ^{233}U , de ^{235}U et du ^{239}Pu en fonction de l'énergie des neutrons incidents.

3.2. Aperçu des avantages et des inconvénients des combustibles à base de thorium

En plus des avantages mentionnés précédemment, l'utilisation du thorium comme matériau fertile présente plusieurs autres avantages :

- Le ^{232}Th a une section efficace de capture thermique plus élevée par rapport à ^{238}U , ce qui permet des taux de conversion fertiles en fissiles plus élevés.
- Le ThO_2 est chimiquement plus stable et offre une meilleure résistance aux radiations que l' UO_2 , permettant ainsi des durées de séjour plus longues dans le cœur du réacteur.

- Le ThO_2 présente des propriétés thermo-physiques favorables en raison de sa conductivité thermique supérieure et de son coefficient de dilatation thermique inférieur par rapport à l' UO_2 .
- Le point de fusion du ThO_2 est environ $500\text{ }^\circ\text{C}$ plus élevé que celui de l' UO_2 .
- Le ThO_2 est inerte et ne s'oxyde pas, contrairement à l' UO_2 .
- En tant qu'élément plus léger que ^{238}U , le ^{232}Th produit pratiquement pas d'isotopes transuraniens.

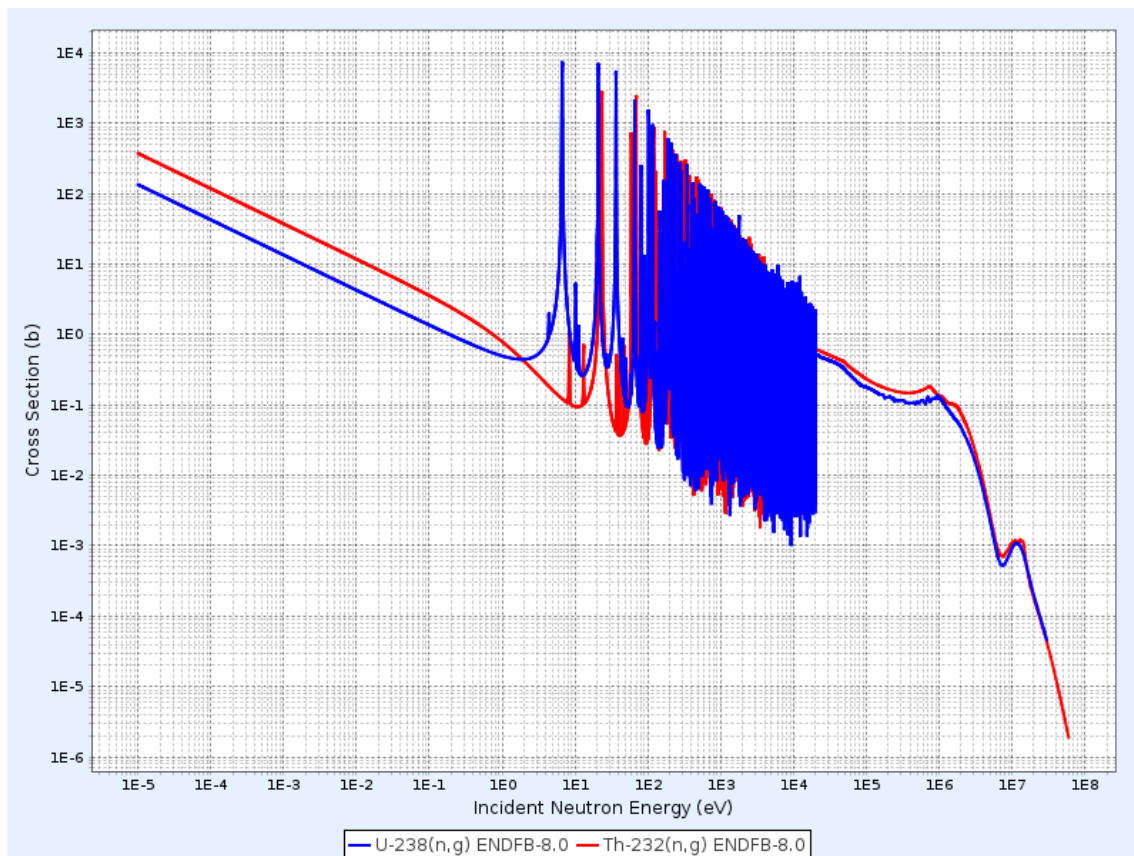


Figure 3. 2. Section efficace de capture thermique de ^{238}U et ^{232}Th .

Cependant, l'utilisation du thorium comme combustible présente également des inconvénients

- Le thorium ne contient aucun isotope fissile. Par conséquent, pour démarrer le cycle du combustible au thorium, un composant initial "conducteur fissile" doit être fourni.
- La production de ThO_2 nécessite une température de frittage plus élevée ($>2000\text{ }^\circ\text{C}$) que celle de l' UO_2 , en raison de son point de fusion élevé ($3350\text{ }^\circ\text{C}$).
- Le ThO_2 est relativement inerte et ne se dissout pas facilement dans l'acide nitrique concentré, rendant ainsi le retraitement du combustible à base de thorium plus

3.3. Examen historique de l'utilisation du thorium dans les réacteurs à eau légère

L'utilisation du thorium comme matériau fertile dans les réacteurs à eau légère a fait l'objet d'importantes recherches depuis les années 1960, avec un intérêt persistant jusqu'au milieu des années 1970. Diverses conceptions de combustibles à base de thorium ont été étudiées, aboutissant parfois à des démonstrations complètes. Par exemple, le réacteur expérimental BORAX-IV (2,5 MWe) dans l'Idaho, exploité par le Laboratoire national d'Argonne entre 1956 et 1958, a prouvé la faisabilité d'un fonctionnement stable avec du combustible $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$. De même, le réacteur Elk River (24 MWe), fonctionnant de 1964 à 1968 dans le Minnesota, utilisait des pastilles de $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ à haute densité contenant 4-7% d' UO_2 . Malgré un fonctionnement satisfaisant, des problèmes de corrosion ont conduit à sa fermeture. Indian Point 1, un réacteur de 285 MWe (1962-1980) à New York, a utilisé un mélange de thorium et d'uranium hautement enrichi (93%) pour la production d' ^{233}U . Le réacteur de Shippingport, en service de 1977 à 1982, a démontré la reproduction nette d' ^{233}U dans un spectre thermique, atteignant une combustion maximale de 60 GWd/t. Cependant, l'intérêt pour le cycle du combustible au thorium a décliné dans les années 1980, principalement en raison de son incapacité à concurrencer le cycle de combustible à base d'uranium, moins coûteux et bien établi [4,41-44].

3.4. Etudes récentes sur le potentiel utilisation du combustible au thorium dans les réacteurs à eau légère

Ces dernières années, on a assisté à un renouveau d'intérêt pour les cycles de combustible à base de thorium, en particulier pour les réacteurs à eau légère commerciaux, principalement motivé par leur potentiel :

- Améliorer la résistance à la prolifération du combustible utilisé non seulement en produisant moins de plutonium, mais aussi en réduisant sa qualité.
- Incinérer efficacement l'excès de plutonium de qualité réacteur (RG-Pu) et le plutonium de qualité militaire (WG-Pu) et réduire la radioactivité et la toxicité à long terme du stockage du combustible utilisé.
- Améliorer l'utilisation du combustible en réduisant les besoins en uranium naturel.

Plusieurs projets de recherche et développement ont été axés sur l'étude des cycles de combustible à base de thorium pour les réacteurs à eau légère. Les projets diffèrent non seulement dans l'étendue et la profondeur de l'effort de recherche et développement (de l'étude simplifiée à la conception détaillée d'assemblage/noyau/cycle), mais aussi dans les stratégies

de cycle du combustible (cycles à passage unique vs retraitement) et les options de conception du combustible (combustible homogène vs hétérogène). Notant que l'introduction du composant thorium du combustible nécessite l'utilisation d'un composant "amorçeur fissile", plusieurs options ont été envisagées : l'uranium enrichi, le RG-Pu, le WG-Pu et un mélange d'isotopes transuraniens (TRU). Le choix du composant fissile spécifié, de la stratégie de cycle et de la conception du combustible a été effectué en fonction d'un objectif de conception, généralement lié à l'une des trois raisons susmentionnées pour l'utilisation du thorium (prolifération, réduction de la radioactivité à long terme, réduction des besoins en uranium naturel) ou leur combinaison.

3.4.1. Cycle du combustible ouvert ou fermé

La principale contrainte de conception qui influence les solutions de conception est le choix entre un cycle de combustible fermé (retraitement) et un cycle ouvert (une seule utilisation). Dans le cas du cycle ouvert dans les réacteurs à eau légère, ^{233}U est produit et fissionné in situ, sans impliquer de séparation chimique de ^{233}U ; par conséquent, il est toujours nécessaire d'ajouter du matériau fissile. Le cycle de combustible ouvert évite les processus de retraitement complexes et autres complications associées à la refabrication de combustibles à base de ^{233}U hautement radiotoxiques. Ainsi, l'avantage de ^{233}U produit dépend uniquement de l'épuisement, qui doit être aussi élevé que possible. Dans le cas du cycle de combustible fermé, ^{233}U et le Thorium produits sont récupérés par retraitement chimique du combustible usé. Comme l'indique, l'utilisation du Thorium dans un cycle de combustible fermé peut améliorer l'utilisation des ressources naturelles et réduire les coûts associés. Contrairement au cycle de combustible fermé mentionné précédemment, le cycle ouvert évite la manipulation de ^{233}U "sale" en dehors du cœur et est donc considéré comme sûr du point de vue environnemental et de la non-prolifération. En raison de ces avantages, la plupart des études récentes se sont concentrées sur le cycle de combustible ouvert.

3.4.2. Conception de carburant homogène ou hétérogène

Il existe deux principales options de conception d'assemblage de combustible qui ont été étudiées récemment pour le cycle du thorium dans les réacteurs à eau sous pression : l'approche homogène et l'approche hétérogène. Dans l'approche homogène, les barres de combustible à l'uranium sont directement remplacées par des barres de combustible contenant soit un mélange de $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$, soit un mélange de $\text{ThO}_2\text{-PuO}_2$. En revanche, l'approche hétérogène utilise une configuration de combustible Seed-Blanket (SB), où les parties de combustible à l'uranium et au thorium sont spatialement séparées, soit dans un assemblage

donné, soit entre les assemblages. Bien que l'approche homogène soit séduisante en raison de sa simplicité, plusieurs études ont montré que pour l'option de cycle ouvert et une conception homogène, des économies de ressources naturelles ne peuvent pas être réalisées. Par exemple, une recherche approfondie sur l'utilisation du mélange homogène $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ dans les réacteurs à eau légère actuelles visait à réduire les besoins en ressources naturelles et le potentiel de prolifération du cycle du combustible. Les résultats ont montré que, malgré une résistance à la prolifération légèrement améliorée, le mélange homogène n'apportait pas d'amélioration significative au cycle du combustible et augmentait même les besoins en ressources naturelles. Des études ultérieures ont examiné des applications alternatives de combustible homogène (Th-U) dans le but d'améliorer leur rentabilité économique, mais ont constaté que le combustible $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ ne pouvait pas rivaliser économiquement avec le combustible UO_2 . Cependant, l'utilisation de combustible au thorium avec des schémas de cycle de combustible plus longs pourrait offrir des avantages économiques supplémentaires. La conception de combustible micro-hétérogène, où les parties en uranium et en thorium sont séparées spatialement dans une barre de combustible, a montré des résultats prometteurs pour une meilleure utilisation du combustible au thorium et une compétitivité économique accrue par rapport au combustible UO_2 .

3.4.3. Le cycle de combustible à usage unique vise à la réduction de la prolifération.

Les études sur le mélange homogène (Th-U) dans le cycle de combustible à usage unique indiquent que, pour éviter une pénalité sur l'utilisation des uranium naturels et les coûts associés au cycle de combustible, les parties Uranium et Thorium du combustible doivent être spatialement séparées. Deux options de conception de combustible hétérogène pour la mise en œuvre du cycle de combustible au thorium dans les réacteurs à eau légère ont été examinées dans le cadre de l'Initiative de recherche sur l'énergie nucléaire financée par le Département de l'énergie des États-Unis. Les deux approches sont les suivantes :

- L'Unité de Seed-Blanket (SBU, également connue sous le nom de Combustible Thorium Radkowsky), qui peut remplacer l'assemblage de combustible PWR conventionnel un pour un (Figure 3.4)[45] ;
- L'ensemble Seed-Blanket complet (WASB, le concept développé au MIT, USA), où les unités de graine et de couverture forment chacune un assemblage PWR de taille normale (Figure 3.4)[44].

Les deux conceptions d'assemblage de combustible ont été considérées comme directement adaptables aux assemblages existants des réacteurs à eau pressurisée avec des modifications minimales dans la conception du cœur et de l'installation. Les concepts SBU et WASB présentent tous deux une réduction significative du potentiel de prolifération en raison d'une diminution importante de la quantité et de la qualité du plutonium produit (la masse critique du plutonium du concept SBU est supérieure à celle du plutonium PWR). Par exemple, dans le cas du concept SBU, la quantité de plutonium déchargée par an peut être réduite à seulement 20 % de celle d'un PWR. De plus, ces concepts sont économiquement compétitifs. Plusieurs études ont également examiné les avantages potentiels des combustibles à base de thorium dans un spectre neutronique intermédiaire (réseau serré). Par exemple, des recherches ont montré que les combustibles à base de thorium conçus pour un réseau serré présentent plusieurs caractéristiques attrayantes, telles qu'un coefficient de vide plus négatif et un taux de conversion du combustible plus élevé que les combustibles à base d'uranium correspondants.

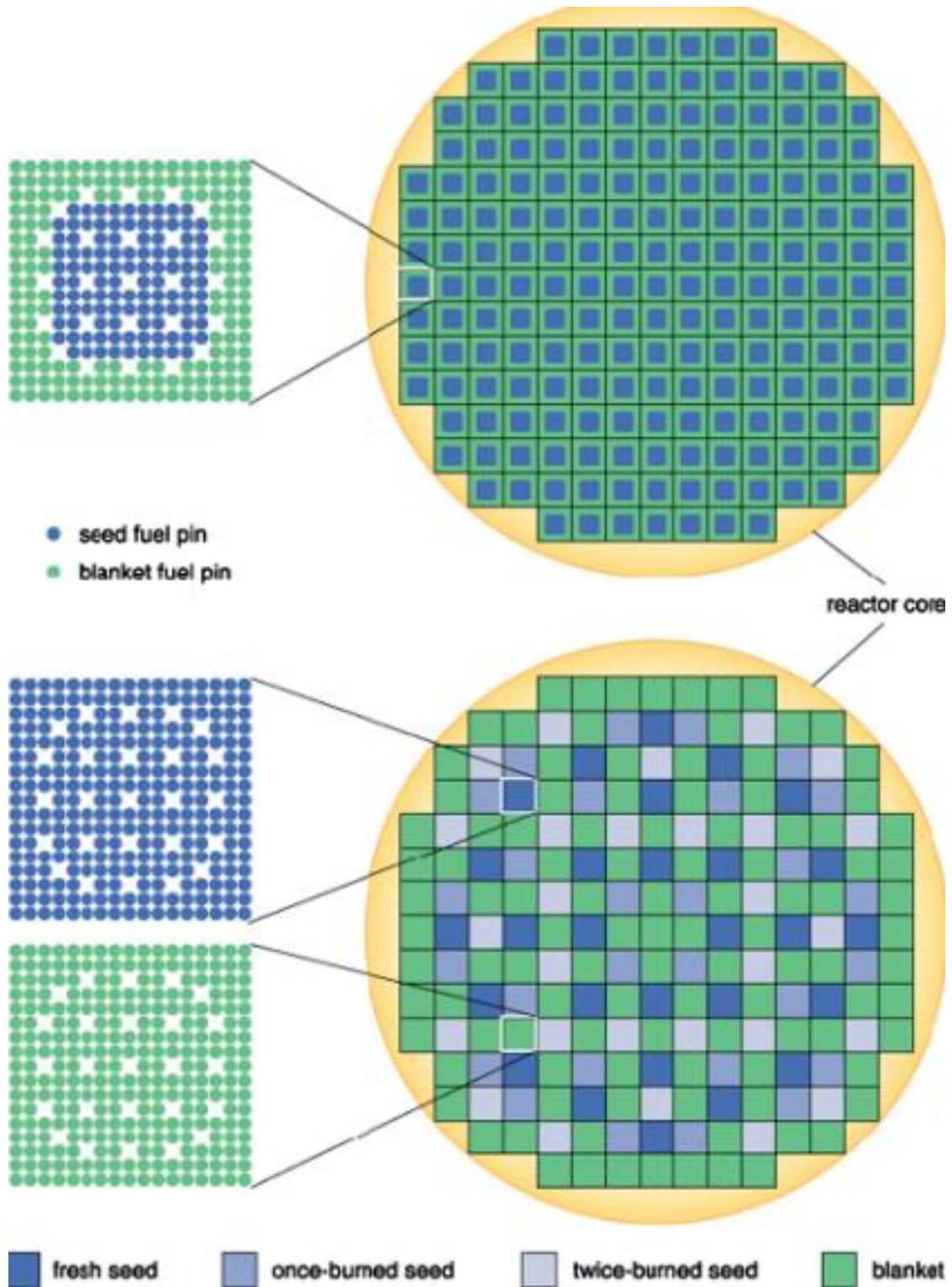


Figure 3. 4. Vue schématique des conceptions d'assemblage SBU et WASB.

3.4.4. Cycle de combustible fermé visant à l'incinération du Plutonium.

Comme mentionné précédemment, le combustible à base de thorium peut être utilisé pour incinérer et/ou stabiliser l'excès de plutonium de qualité réacteur (RG-Pu) et de plutonium de

qualité militaire (WG-Pu). L'objectif principal des études sur les cycles à base de thorium avec option de retraitement était de maximiser la destruction du plutonium. Les résultats des études rapportées dans les travaux de Galperin et al., Shwageraus et al., et Fridman et Kliem ont montré que les conceptions de combustible homogène et hétérogène peuvent atteindre des taux de destruction du plutonium plus élevés et une qualité de vecteur de plutonium résiduel inférieure dans le combustible utilisé par rapport au combustible mixte oxyde conventionnel (MOX) uranium-plutonium. Par exemple, dans l'étude de Galperin et al., un incinérateur de plutonium hétérogène SBU a été proposé pour incinérer le RG-Pu et le WG-Pu, montrant un taux d'incinération du plutonium trois fois supérieur à celui du cœur MOX[45–47]. Dans l'étude de Shwageraus et al., l'efficacité de destruction du plutonium et des transuraniens (TRU) des combustibles à base de thorium homogènes a été étudiée au niveau de l'assemblage de combustible individuel, montrant une incinération potentielle de jusqu'à 75 % du plutonium initial pour le combustible Thorium-Plutonium, et une efficacité limitée à environ 50 % pour le combustible Thorium-TRU[48]. Les résultats de l'analyse du cœur complet dans l'étude de Fridman et Kliem ont indiqué que dans un cœur de réacteur à eau pressurisée à base d'oxyde mixte thorium-plutonium, la consommation de plutonium était presque doublée par rapport à celle d'un cœur PWR MOX[49].

3.4.5. Cycle de combustible (^{232}Th - ^{233}U) visant à l'amélioration de l'utilisation du combustible

Le cycle de combustible haute conversion ^{232}Th - ^{233}U , implémenté dans les réacteurs existants, pourrait potentiellement optimiser l'utilisation des ressources naturelles en exploitant les vastes réserves de thorium et en réduisant la demande en uranium naturel. En effet, le combustible (^{232}Th - ^{233}U) pourrait théoriquement atteindre un rendement élevé dans le spectre des neutrons thermiques. Plusieurs études ont exploré la viabilité du thorium dans ce contexte, démontrant qu'un assemblage de combustible homogène ou hétérogène (^{232}Th - ^{233}U) pourrait permettre d'atteindre un rendement haute conversion dans les réacteurs à eau pressurisée. Ces études ont proposé différentes conceptions d'assemblages de combustible. L'optimisation de l'arrangement des broches de combustible de semence et de couverture dans ces assemblages a été réalisée à l'aide d'approches de simulation.

3.4.6. Combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 : origine, motivation, propriétés et avantages

Récemment, divers combustibles ont été étudiés pour remplacer les combustibles à base d'uranium dans les réacteurs à eau légère pour diverses raisons, telles que l'amélioration de la sûreté, la capacité à fonctionner dans des conditions extrêmes et la réduction des déchets

nucléaires. Dans ce contexte, le thorium a été considéré comme un combustible potentiel pouvant compléter ou même remplacer l'uranium. Le thorium est trois à quatre fois plus abondant que l'uranium et se trouve principalement sous forme de ^{232}Th dans la croûte terrestre [50]. Le ^{232}Th possède une section efficace d'absorption des neutrons thermiques trois fois plus grande que celle de ^{238}U , comme présenté précédemment dans la Figure 3.2, ce qui en fait un meilleur combustible fertile et permet un taux de conversion plus élevé dans les réacteurs à spectre de neutrons thermiques [51]. D'autres propriétés intéressantes du dioxyde de thorium (ThO_2) incluent des températures de fusion plus élevées que l' UO_2 , soit 3651 K et 3120 K respectivement, une plus grande stabilité chimique, une meilleure résistance à l'irradiation et une meilleure conductivité thermique, permettant des valeurs de burnup et de densité de puissance plus élevées dans les combustibles à base de thorium [52].

Le thorium, sous forme de ThO_2 , ne peut pas être une véritable alternative à l' UO_2 , du moins au premier cycle, car il manque un isotope fissile, ce qui rend impossible le démarrage d'une réaction en chaîne de fission purement sur le thorium. Ainsi, tout réacteur thermique s'appuyant sur le thorium dépendrait initialement de la génération préalable de matière fissile. Cependant, le thorium produit l'isotope fissile ^{233}U par capture de neutrons dans un réacteur nucléaire, considéré comme un excellent isotope fissile avec des avantages par rapport à ^{235}U et au ^{239}Pu [53]. Malgré les nombreux défis techniques et industriels, l'attrait neutronique inhérent de ^{233}U , en particulier dans les réacteurs à spectre de neutrons thermiques, rend l'utilisation du thorium scientifiquement intéressante [54].

Un des défis mentionnés précédemment est la difficulté de démarrer une réaction en chaîne de fission purement sur le ^{232}Th ; ainsi, son application au stade initial nécessite l'utilisation de matière fissile du cycle de l'uranium. Par exemple, l'Inde a proposé une option de combustible en trois étapes dans le spectre des réacteurs thermiques pour tirer parti de sa grande ressource en thorium [55]. Plus précisément, la première étape implique l'utilisation d'oxyde d'uranium dans les réacteurs à eau, comme l' UO_2 naturel dans les PHWR. La deuxième étape consiste à utiliser le plutonium récupéré du retraitement du combustible utilisé pour créer un combustible MOX à base de thorium. Après refroidissement, ^{233}U généré par le ^{232}Th peut être mélangé avec du Th-232 pour produire $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ dans l'option de combustible de la troisième étape [31,32,62–65,33,51,56–61].

Selon la littérature, le combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ pour les réacteurs à eau peut être proposé comme une alternative possible au traditionnel UO_2 pour la production d'énergie nucléaire [31,51,56,63–67]. Le combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ présente certains avantages

potentiels par rapport au combustible traditionnel à l'uranium, tels qu'une conductivité thermique plus élevée et un point de fusion plus élevé, ce qui le rend plus résistant aux accidents tels que la fusion du combustible [68]. En outre, l'utilisation du combustible (^{232}Th - ^{233}U) O_2 peut réduire le risque d'accidents graves impliquant des libérations de vapeur à haute pression ou des explosions d'hydrogène dans le cœur du réacteur. De plus, l'un des avantages fréquemment cités des cycles à base de thorium est leur capacité à générer des quantités moindres de plutonium et d'autres actinides, réduisant ainsi considérablement la radiotoxicité des déchets résultants [41,69,70].

L'utilisation de combustible pur (^{232}Th - ^{233}U) O_2 présente cependant certaines limites. Une limitation significative est la fraction plus faible de neutrons retardés associée à ^{233}U par rapport à ^{235}U . En effet, le rendement en neutrons retardés de ^{233}U est environ deux fois inférieur à celui de ^{235}U [64,66,67]. Un autre problème rencontré avec le combustible (^{232}Th - ^{233}U) O_2 est la possibilité d'un coefficient de température du modérateur (CTM) positif ou légèrement négatif. En général, lorsque la température du modérateur augmente, les neutrons thermiques ont tendance à se déplacer vers des énergies légèrement plus élevées. Dans le cas des réacteurs alimentés uniquement à ^{235}U , les neutrons thermiques à énergie plus élevée ont des sections efficaces de fission réduites, ce qui entraîne un coefficient de température du modérateur négatif. Cependant, ^{233}U présente des pics de section efficace de fission plus proches de la plage d'énergie de résonance, généralement autour de 1 eV à 2,4 eV comme le montre la Figure 3.5. Par conséquent, une augmentation de la température du modérateur entraîne l'absorption de plus de neutrons dans cette région de résonance, augmentant la réactivité. Dans certaines conceptions de réacteurs, l'influence de ^{233}U peut dominer, entraînant un coefficient du modérateur globalement positif [38,71]. D'autre part, le coefficient de température du combustible (FTC) du combustible (^{232}Th - ^{233}U) O_2 montre une valeur plus négative par rapport au combustible UO_2 . Cela est dû au fait que le ^{232}Th présente une réponse plus forte à l'élargissement de résonance en fonction de la température que ^{238}U , malgré le fait que ce dernier possède une intégrale de résonance plus grande. Cette caractéristique améliore la sûreté du réacteur en fournissant un effet de rétroaction négatif sur la réactivité en réponse aux changements de température du combustible [16].

Dans des travaux précédemment publiés et initiés par Dr. Ouadie KABACH, les auteurs ont cherché à résoudre et à améliorer les limitations associées à l'utilisation du combustible pur (^{232}Th - ^{233}U) O_2 [32,59–62]. Pour ce faire, ils ont proposé l'incorporation d'une fraction équivalente de fissile ^{235}U , obtenue par le retraitement du combustible utilisé UO_2 , dans le mélange de combustible. Cela a conduit au développement d'une composition de combustible

connue sous le nom de $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$. En combinant le ^{232}Th , ^{233}U et ^{235}U récupéré, cette composition de combustible vise à tirer parti des avantages de ^{233}U et de ^{235}U . Cela compense la fraction plus faible de neutrons retardés et les coefficients de température du modérateur moins négatifs, principalement influencés par le choix du matériau fissile (Tableau 3.1). Les résultats de l'étude ont révélé que l'ajout ^{235}U améliorerait la fraction nette de neutrons retardés tout en introduisant un certain retour négatif dans le coefficient global de température du modérateur. De plus, du point de vue de la non-prolifération nucléaire, le combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ est toujours plus sûr que le combustible UO_2 . Cela est dû aux niveaux inférieurs de ^{239}Pu et de minor actinides produits par le combustible pendant la combustion. En conséquence, par rapport aux combustibles $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ et UO_2 , l'utilisation du combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ peut offrir des avantages en termes de sécurité et de non-prolifération. La Figure 3.5 illustre les sections efficaces de fission des principaux noyaux fissiles impliqués dans ce travail.

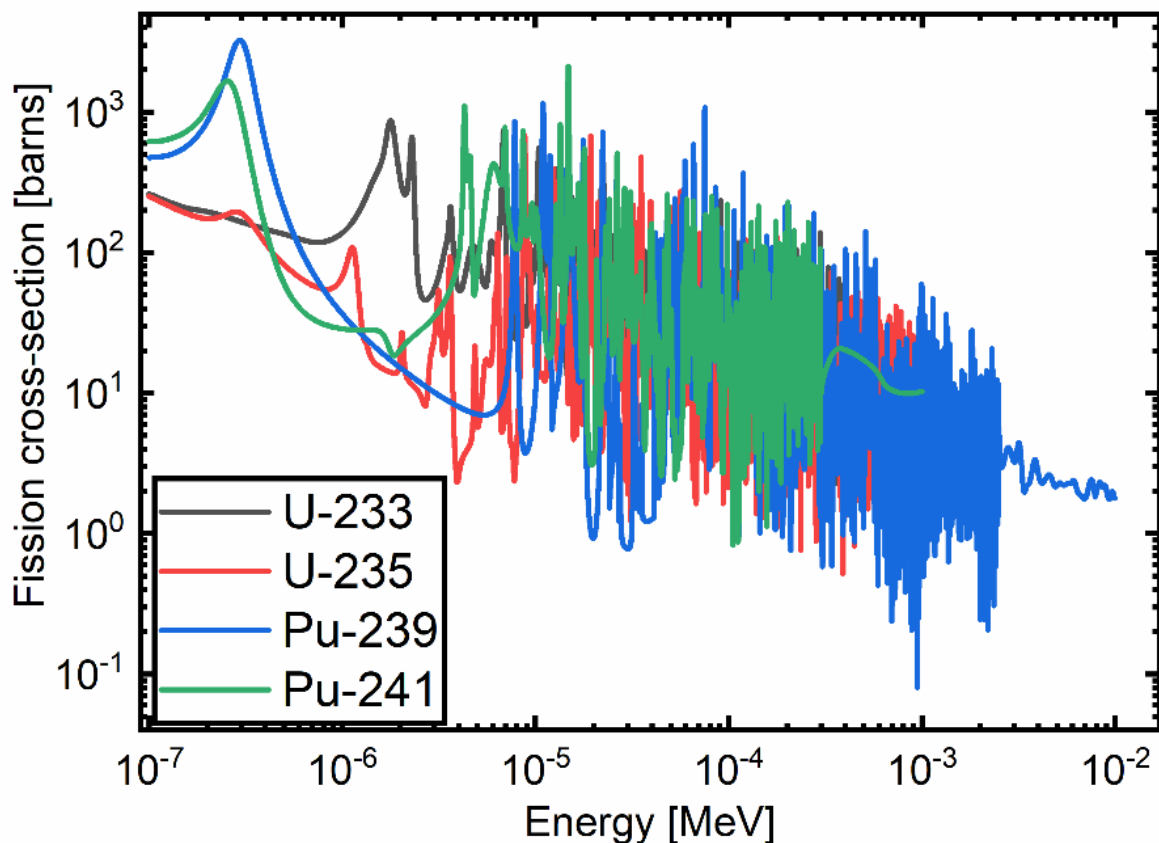


Figure 3. 5. Sections efficaces de fission des principaux noyaux fissiles.

Tableau 3. 1. Comparaison de certaines propriétés nucléaires pour les isotopes fertiles et fissiles.

	²³² Th	²³³ U	²³⁵ U	²³⁸ U	Unité
η_{thermal}		2,27 à 2,29	2,068 à 2,070		Neutrons/fission
$\eta_{\text{epi-thermal}}$		2,16	1,67		Neutrons/fission
Q		200,29	202,61		MeV/fission
$\sigma_{\text{capture-thermal}}$	7,4	46,0 à 47,7	98,6 à 101	2,70 a 2,73	Barn
$\sigma_{\text{fission-thermal}}$		525 à 531,1	650 à 690		Barn
β_{eff}		270 à 310	650 à 690		pcm
η : nombre de neutrons de fission émis par neutron absorbé					
Q : énergie libérée par fission					

3.5. Conclusion

Dans ce chapitre, nous avons exploré en profondeur les combustibles à base de thorium et leur potentiel dans les réacteurs à eau légère. Le thorium, en raison de son abondance et de ses propriétés favorables, offre une alternative prometteuse à l'uranium, notamment pour améliorer la durabilité et la sûreté de l'énergie nucléaire. Cependant, l'utilisation de thorium comporte également des défis, notamment la nécessité d'un amorceur fissile pour démarrer le cycle de combustible et les complications associées au retraitement et à la manipulation du combustible irradié. Les études historiques et récentes ont montré que des conceptions de combustible innovantes, telles que les configurations homogènes et hétérogènes, peuvent atténuer certains de ces défis et optimiser les performances des réacteurs à eau légère. En particulier, le cycle de combustible à haute conversion (²³²Th-²³³U)O₂ pourrait permettre une utilisation plus efficace des vastes réserves de thorium, tout en réduisant la demande en uranium naturel. De plus, l'incorporation d'une fraction d'²³⁵U dans le mélange de combustible (²³²Th-²³³U-²³⁵U)O₂ permet de surmonter certaines limitations du combustible pur (²³²Th-²³³U)O₂, améliorant ainsi la sûreté et la non-prolifération.

**Chapitre IV : Exploration du Combustible
(²³²Th-²³³U-²³⁵U)O₂ dans les réacteurs à eau
pressurisée type SMR, étude paramétrique**

4.1. Introduction

Ce chapitre est basé sur deux articles publiés et explore le potentiel du combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 dans les réacteurs SMR. Ces articles fournissent une analyse approfondie des avantages et des défis associés à l'utilisation de ce combustible innovant, en mettant l'accent sur l'amélioration des performances et de la sûreté des SMR. Les études présentent des comparaisons détaillées avec les combustibles conventionnels et proposent des solutions pour surmonter les obstacles techniques liés à l'implantation du ^{232}Th tant que matériau fertile [60,61].

Les SMR suscitent beaucoup d'attention dans l'industrie de l'énergie nucléaire ces dernières années. Leur conception robuste, leur modularité et leurs caractéristiques de sûreté passive en font une alternative prometteuse aux réacteurs à grande échelle classiques [72]. Les SMR présentent plusieurs avantages, notamment une sûreté accrue, une implantation flexible, des cycles de déploiement rapides et la capacité à répondre à une demande d'électricité variable et à divers besoins d'application [27,73]. Leur modularité, qui permet une fabrication complète en usine suivie d'un transport sur le site d'installation, est un atout majeur. Selon l'Agence internationale de l'énergie atomique, ces réacteurs compacts peuvent produire jusqu'à 300 MWe d'électricité propre [74].

Les SMR représentent une voie importante pour le développement de l'énergie nucléaire, en particulier pour remplacer les unités de production de charbon obsolètes et améliorer la sûreté globale des réacteurs nucléaires [29]. Leur flexibilité les rend adaptés à un large éventail d'applications, y compris dans les zones à couverture réseau limitée, les pays en développement et les régions isolées avec une infrastructure limitée. Les SMR peuvent répondre efficacement aux besoins énergétiques de ces zones en fournissant un soutien énergétique et une cogénération [22]. De plus, le déploiement des SMR offre une flexibilité permettant l'installation de modules uniques ou multiples en fonction des besoins énergétiques spécifiques de la région ciblée.

De nombreux modèles distincts aux caractéristiques variées sont actuellement en cours de développement dans le domaine des SMR à travers le monde, progressant du stade conceptuel au stade de prototype [27,75]. Les principaux types de réacteurs explorés pour les SMR incluent les réacteurs à eau pressurisée, les réacteurs à eau bouillante, les réacteurs à gaz à haute température, les réacteurs à métal liquide et les réacteurs à sels fondus [76]. Malgré leur potentiel, la majorité des modèles de SMR proposés utilisent actuellement du combustible traditionnel UO_2 avec différents degrés d'enrichissement, similaire à celui utilisé dans les

réacteurs commerciaux [75]. Cependant, il est de plus en plus reconnu qu'il est nécessaire d'explorer des options de combustible alternatives pouvant améliorer les performances et la sûreté des SMR. Des avancées significatives doivent être réalisées pour améliorer l'économie et la sûreté des centrales. Il est donc hautement souhaitable de développer de nouvelles générations de combustibles présentant des coûts de production plus faibles, une densité de puissance plus élevée et des marges de sûreté accrues, tout en étant facilement déployables dans les SMR proposés avec des modifications minimales de conception des centrales.

Remplacer ^{238}U , un matériau fertile, par le ^{232}Th offre une solution attrayante pour améliorer les performances et la sûreté des SMR tout en réduisant la production d'isotopes indésirables tels que le plutonium et d'autres actinides mineurs à longue durée de vie (Np, Am et Cm) selon les recherches les plus récentes [56]. Le thorium se trouve naturellement sous forme d'oxydes, de phosphates et de silicates et est environ trois fois plus abondant dans la croûte terrestre que l'uranium, ce qui le rend largement distribué. Notamment, le thorium, sous forme de ThO_2 , a un point de fusion plus élevé d'environ 3600 K par rapport à l' UO_2 , qui fond à environ 3100 K, et il émet moins de gaz de fission que l' UO_2 [52,77]. De plus, le Th-232 a environ trois fois l'absorption thermique de ^{238}U , ce qui entraîne un taux de transmutation plus élevé en ^{233}U fissile dans le spectre thermique [51]. Cette augmentation de la réactivité est avantageuse vers la fin du cycle de combustion.

Cependant, l'utilisation du combustible ThO_2 dans les réacteurs à eau légère présente divers défis, dont la nécessité d'une source fissile externe pour convertir le ^{232}Th fertile en ^{233}U fissile dans le spectre des réacteurs à eau légère [71]. Cette conversion est cruciale pour maintenir une réaction nucléaire autosuffisante. Pour surmonter ce défi, les chercheurs mènent activement des investigations approfondies pour concevoir des méthodes efficaces pour utiliser le combustible ThO_2 dans un réacteur. Par conséquent, deux configurations, homogène et hétérogène, ont été proposées comme solutions potentielles. Dans la configuration homogène, le combustible est un combustible mixte (MOX) composé de ThO_2 et d'un matériau fissile (comme UO_2 ou PuO_2). La configuration hétérogène, en revanche, implique la séparation physique du ThO_2 du matériau fissile. Cela peut être réalisé grâce à l'utilisation d'assemblages distincts, tels que des assemblages de Seed-Blanket distincts, ou en utilisant des barres de combustible séparées dans un même assemblage. Alternativement, la configuration hétérogène peut inclure ThO_2 et UO_2 dans des régions distinctes d'une même barre de combustible [78].

La configuration homogène dans le spectre des réacteurs à neutrons thermiques a été un sujet d'intérêt dans de nombreuses études, principalement pour éviter une hétérogénéité supplémentaire. Cependant, des recherches menées par du Toit et Naicker (2018) et Li et al. (2021) ont mis en évidence les propriétés neutroniques médiocres associées à la configuration homogène [39,79]. Cette configuration nécessite des enrichissements en ^{235}U significativement plus élevés par rapport à une configuration tout-uranium afin de maximiser le chargement de thorium dans le cœur et d'égaliser la durée normale du cycle dans un réacteur à eau pressurisée avec une disposition en cycle unique. Ces niveaux d'enrichissement plus élevés approchent la limite de 20wt.% fixée par l'AIEA, entraînant des coûts de combustible accrus pendant le cycle [16].

Dans des études récentes, le combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ a émergé comme une option prometteuse pour atteindre un élevage autosuffisant dans le spectre des réacteurs à eau ordinaires. Notamment, Shelley et al. (2022) et El Banni et al. (2022) ont mené des recherches sur l'application du combustible $(\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ dans des assemblages VVER futurs [56,64], tandis que Galahom et al. (2021) et Benrhnia et al. (2022) ont exploré son utilisation dans des assemblages PWR avancés [63,66]. Ces études ont révélé de nombreux avantages associés à l'utilisation de ^{233}U dans les réacteurs. Tout d'abord, ^{233}U présente la production de neutrons par neutron absorbé (η) la plus élevée parmi tous les isotopes fissiles thermiques. Cette caractéristique assure une utilisation plus efficace du matériau fissile, entraînant une performance globale améliorée. Deuxièmement, la fission de ^{233}U produit moins de ^{135}Xe et de ^{149}Sm que les autres isotopes fissiles. Cela réduit l'occurrence d'absorptions non combustibles, diminuant ainsi les variations de réactivité au cours du cycle de combustion. De plus, l'utilisation de ^{233}U réduit considérablement la production d'isotopes transuraniens hautement radioactifs généralement produits par la fission de ^{235}U ou de ^{239}Pu . Cette réduction non seulement répond aux préoccupations de stockage à long terme associées à ces isotopes, mais contribue également à améliorer la sûreté et les considérations environnementales. Les études mentionnées précédemment indiquent également que l'utilisation de $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ pur dans les réacteurs à eau légère présente des limitations qui doivent être prises en compte. Une limitation significative est la fraction de neutrons retardés plus faible associée à ^{233}U par rapport à ^{235}U , ^{233}U allant de 270 à 310 et ^{235}U de 650 à 690 [39]. Un autre problème avec le combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ est la possibilité d'un coefficient de température du modérateur positif ou légèrement négatif en raison de l'influence de la section efficace de résonance de fission épi-thermique de ^{233}U à des températures neutroniques plus élevées [38,71].

Pour surmonter ces défis et améliorer les performances du combustible, des solutions alternatives sont explorées. Ce chapitre vise donc à étudier un nouveau mélange de combustible conçu pour les SMR avancés. La composition de combustible proposée incorpore le ^{232}Th comme matériau fertile, ainsi que ^{233}U et ^{235}U comme matériaux fissiles, résultant

4.2. Méthodologie et paramètres d'entrée

4.2.1. Description des codes

Les calculs ont été effectués en utilisant la dernière version du code DRAGON-5, ainsi que la bibliothèque de données nucléaires ENDFB-VIII rel. 0. DRAGON est un logiciel spécialisé dans la résolution de l'équation de transport neutronique de Boltzmann en 2D ou 3D, capable de prendre en charge diverses géométries de réacteurs [80,81]. Il intègre plusieurs méthodes de physique des réacteurs, notamment la méthode des caractéristiques, la méthode des ordonnées discrètes et la méthode de probabilité de collision. Chacune de ces méthodes génère une solution pour le flux de neutrons et peut effectuer des calculs supplémentaires tels que les calculs de déplétion. Le code DRAGON comprend un ensemble de modules (Figure 4.1) qui simulent le comportement neutronique d'une cellule unitaire ou d'un assemblage de réacteur nucléaire [29]. Ces modules sont exécutés sur des intervalles de déplétion, offrant des capacités telles que l'interpolation des sections efficaces microscopiques, l'auto-protection des résonances, les calculs de flux de neutrons à groupes multiples et l'édition des propriétés nucléaires condensées et homogénéisées pour les simulations de réacteurs [82]. Dans cette étude, pour améliorer la précision du calcul de la déplétion, les cellules de l'assemblage ont été divisées en six anneaux. Cette subdivision permet une estimation plus précise de l'absorption pour les isotopes dominants. À chaque étape de déplétion, DRAGON réalise des solutions à 172 groupes d'énergie pour l'équation de transport, calculant avec précision les déplétions des différents isotopes et surveillant l'évolution des produits de fission.

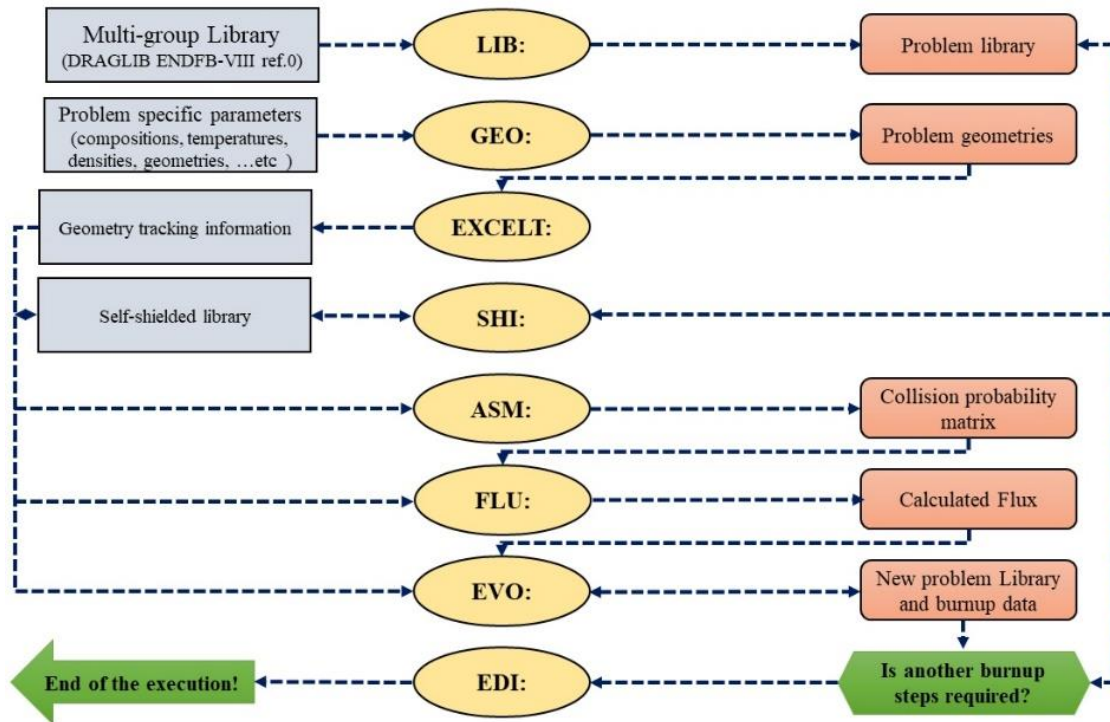


Figure 4. 1. Schéma de traitement des fichiers d'entrée pour le schéma de calcul de micro-déplétion dans DRAGON-5.

4.2.2. Conception de l'assemblage

Le concept SMR Westinghouse AP300™, proposé par la Westinghouse Electric Company aux États-Unis, sera utilisé comme prototype dans cette étude. L'AP300 SMR a une capacité de 300 MWe (900 MWth) et est basé sur la technologie AP1000 PWR de génération III+ licenciée et opérationnelle, qui a démontré une fiabilité leader dans l'industrie [21]. Par conséquent, le SMR AP300™ envisagé utilisera la conception et les paramètres de l'assemblage de l'AP1000. L'assemblage de combustible est une matrice de 17×17 avec 264 barres de combustible alimentées par UO_2 standard avec un enrichissement maximal de 4,95 % en poids, et utilise 25 tubes de guidage. Ces tubes de guidage contiennent des instruments et des barres d'absorbeur consommable (voir Figure 4.2). Les données de conception générales pour le PWR Westinghouse ont été obtenues des Références [83,84], et les paramètres caractéristiques clés sont résumés dans le Tableau 4.1. Le Tableau 4.2 présente les données pour les autres matériaux structurels.

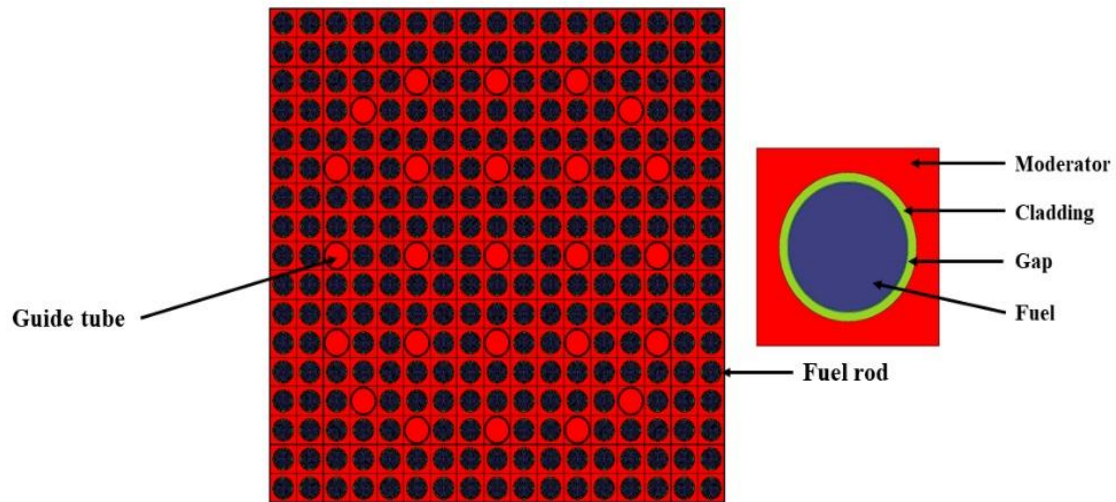


Figure 4. 2. Disposition horizontale de l'assemblage de combustible PWR selon le code DRAGON.

Tableau 4. 1. Spécifications géométriques de l'assemblage étudié [32].

Paramètres	Valeur
Configuration de la grille de barres	17 × 17
Nombre de barres de combustible	264
Nombre de tubes de guidage	25
Pas de l'assemblage (cm)	21.5
Pas de la grille de barres (cm)	1.260
Rayon externe du combustible (cm)	0.409575
Rayon externe de l'espace d'hélium (cm)	0.417750
Rayon externe de la gaine (cm)	0.474750
Tube de guidage	
Rayon interne du tube de guidage (cm)	0.56
Rayon externe du tube de guidage (cm)	0.60

Tableau 4.2. Données des modèles de combustible examinés et autres spécifications matérielles [32].

Zone	Paramètre	Valeur
Gaine de combustible	Matériau de gaine	Zirlo™
	Densité de la gaine	6,50 g/cm ³
Espace	Matériau de l'espace	Hélium
	Densité de l'espace	1,2049E-02 g/cm ³
Modérateur	Matériau du modérateur	Eaulégère
	Densité du modérateur à 600 K	0,654 g/cm ³
	Densité du modérateur à 575 K	0,718 g/cm ³
	Concentration en bore soluble	0 ppm (sans bore soluble)
Gaine du tube de guidage	Matériau de la gaine	Acierinoxydable de type 304
	Densité de la gaine	8,03 g/cm ³

4.2.3. Combustibles examinés

Dans cette étude, nous discutons de trois types de combustible différents avec des niveaux d'enrichissement similaires dans l'assemblage SMR examiné (Tableau 4.3). Ces types de combustible sont chargés dans des pastilles de combustible lors de cycles de combustible distincts, tous dans les mêmes conditions de fonctionnement, et sont répartis uniformément dans les pastilles. Le premier type de combustible utilisé est l'UO₂ standard, qui sert de référence pour la comparaison paramétrique. Le deuxième type de combustible est (²³²Th-²³³U)O₂, et le troisième type de combustible est notre mélange de combustible proposé, (²³²Th-²³³U-²³⁵U)O₂.

La motivation derrière l'étude du combustible (²³²Th-²³³U-²³⁵U)O₂ réside dans la reconnaissance que, bien que le combustible (²³²Th-²³³U)O₂ offre de nombreux avantages par rapport à l'UO₂ traditionnel, son utilisation dans les réacteurs à eau pressurisée a révélé certaines limitations. Une limitation notable est la fraction de neutrons retardés inférieure associée à ²³³U par rapport à ²³⁵U. Cette fraction de neutrons retardés plus faible peut poser des défis pour le contrôle de la puissance du réacteur, car les neutrons retardés jouent un rôle significatif dans la détermination de la population de neutrons du réacteur et du niveau de puissance global. De plus, les coefficients de température du modérateur obtenus à partir du combustible (²³²Th-²³³U)O₂ sont moins négatifs, voire positifs, en raison de la contribution de la section efficace de résonance de fission épithermale de ²³³U à des températures de neutrons plus élevées. Cette caractéristique implique qu'à mesure que la température du modérateur augmente, la réactivité du réacteur augmentera également. Une telle tendance peut avoir des

implications pour maintenir des opérations stables et contrôlables du réacteur. Pour remédier à ces limitations et réduire la radiotoxicité du combustible UO_2 déchargé, une solution partielle est proposée, qui implique l'ajout ^{235}U au combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$. Cette approche vise à améliorer les problèmes mentionnés et à améliorer les performances globales du combustible. En incorporant de ^{235}U , la fraction de neutrons retardés peut être augmentée, aidant ainsi à un contrôle plus efficace de la puissance du réacteur. De plus, en ajustant la composition du combustible, on peut obtenir des coefficients de température du modérateur plus négatifs, favorisant un comportement stable et contrôlable du réacteur même à des températures de modérateur plus élevées.

Tableau 4.3. Propriétés des types de combustible analysés [32,56].

Combustible	Matériau fertile	Matériau fissile	Enrichissement fissile (en %)	Densité (g/cm ³)
UO_2 (Reference)	U-238	^{235}U	4,95	10,53
$(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ (Modèle 1)	^{232}Th	^{233}U	4,95	9,54
$(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ (Modèle 2)	^{232}Th	^{233}U & ^{235}U	2,475 (U-233) + 2,475 (U-235)	9,54

4.3. Résultats de l'étude comparative

4.3.1. Etude sur le comportement de la déplétion

La Figure 4.3 illustre la variation du facteur de multiplication infinie (K_{INF}) en fonction de l'épuisement pour les types de combustible proposés. Malgré des niveaux d'enrichissement en matière fissile similaires (4,95 wt.%), le comportement de K_{INF} diffère entre les types de combustible. Cette disparité peut être attribuée à la sélection de matériaux fertiles et fissiles, qui influence les performances neutroniques des types de combustible proposés.

Il est à noter que même si le Modèle 1 incorpore du ^{232}Th fertile, qui possède une section efficace d'absorption thermique trois fois supérieure à celle de ^{238}U , la valeur initiale de l'auto-valeur au début du cycle (BOC) est plus élevée par rapport aux autres types de combustible. Cette disparité découle des caractéristiques avantageuses de ^{233}U en tant que matériau fissile dans un réacteur thermique. ^{233}U présente le rapport capture/fission le plus bas, ce qui contribue à son plus grand nombre de η .

L'ajout de ^{235}U pour remplacer la moitié de la teneur en ^{233}U dans le Modèle 2 entraîne une réduction de 6,58 % des valeurs de K_{INF} au BOC par rapport au Modèle 1. Cette diminution de K_{INF} peut être attribuée à la valeur plus faible de η pour ^{235}U , qui est de 2,070

neutrons/fission, tandis que ^{233}U a une valeur de 2,29 neutrons/fission. Cependant, la diminution de K_{INF} pour le combustible $(^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U} - ^{235}\text{U})\text{O}_2$ présente certains avantages potentiels, notamment en termes de réduction du besoin en grandes quantités de matériaux absorbants consommables par rapport au combustible $(^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U})\text{O}_2$. En diminuant l'excès de réactivité obtenu grâce à cette modification, le réacteur peut fonctionner avec une marge de réactivité initiale plus petite. Par conséquent, il dépend moins de l'utilisation extensive de matériaux absorbants consommables pour contrôler la distribution de puissance et atténuer la réactivité excessive.

Le Tableau 4.4 présente les valeurs de K_{INF} au BOC et à la fin du cycle (EOC), ainsi que la période de criticité en GWd/ton. Dans cette étude, la période de criticité fait référence à la période d'épuisement pendant laquelle K_{INF} reste dans la fourchette de 1,07, en tenant compte d'une fuite de neutrons de 7 %. Le choix de 7 % de fuite de neutrons est conforme aux études de recherche dans la littérature, qui indiquent que les SMR sont plus sujets à la fuite de neutrons que les grands REP classiques. Selon les résultats, le Modèle 1 a le potentiel d'étendre la période de criticité de 35 % par rapport au combustible de référence UO_2 , selon les critères mentionnés. En revanche, le Modèle 2 a le potentiel d'augmenter la période de criticité de 14 % par rapport au combustible de référence. Ces résultats suggèrent que le mélange de combustible $(^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U} - ^{235}\text{U})\text{O}_2$ offre une opportunité d'étendre l'épuisement de décharge dans le réacteur SMR proposé.

De retour à la Figure 4.3, une tendance notable d'une forte diminution des valeurs de K_{INF} est observée dans tous les cas au cours des premiers stades du cycle d'épuisement. Comme le montre la Figure 4.4, ce phénomène est causé par l'accumulation de produits de fission à forte absorption neutronique, principalement ^{135}Xe et ^{149}Sm . Cependant, en raison de la réduction du matériau fissile avec le temps, la concentration de ^{135}Xe diminue avec l'épuisement. La production directe de ^{135}Xe et ^{149}Sm à partir de la fission dépend du matériau fissile utilisé. Il y a une accumulation moindre de ces produits de fission dans les Modèle 1 et 2, qui contiennent de ^{233}U . Cela est dû au fait que la fission de ^{233}U produit considérablement moins de produits de fission pouvant causer un empoisonnement du réacteur pendant le fonctionnement que la fission de ^{235}U .

La Figure 4.5 représente le rapport d'inventaire fissile (FIR) pour les combustibles étudiés à différents niveaux d'épuisement. Le FIR est une mesure pratique pour évaluer la capacité de reproduction car il représente le rapport entre la teneur en matière fissile du combustible et sa teneur en matière fissile initiale. Selon les résultats, les deux Modèle 1 et 2 ont des valeurs de

FIR plus élevées que le modèle de référence, et cette différence devient plus prononcée à mesure que l'épuisement progresse. Plus précisément, à la fin du cycle, le Modèle 2 a un FIR d'environ 26,05 % plus élevé que le modèle de référence, tandis que le Modèle 1 a un FIR d'environ 25,65 % plus élevé. Cette augmentation significative du FIR pour les deux Modèles 2 et Modèle 1 peut être attribuée à la section efficace d'absorption neutronique thermique plus élevée du ^{232}Th par rapport à ^{238}U . Étant donné que la conversion du ^{232}Th en ^{233}U est plus efficace que la conversion de ^{238}U en ^{239}Pu .

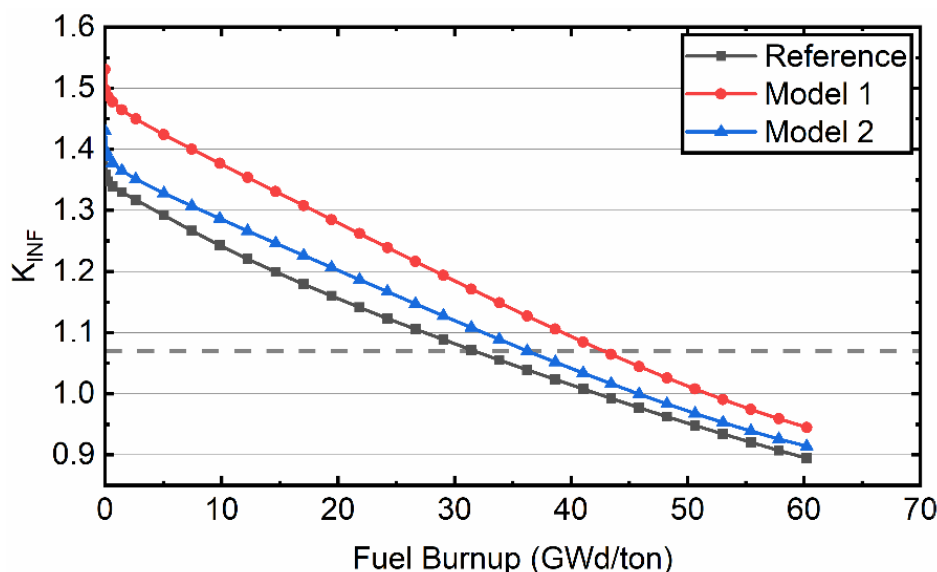


Figure 4. 3. K_{INF} à différents niveaux d'épuisement du combustible pour les types de combustible examinés. La ligne horizontale en pointillés représente $K_{INF} = 1,07$.

Tableau 4. 4. K_{INF} à BOC et EOC et périodes de criticité.

	K_{INF} (BOC)	K_{INF} (EOC)	Période de criticité (GWd/tonne)
Reference	1,395085	0,894547	31,68
Modèle 1	1,530763	0,944854	42,76
Modèle 2	1,430047	0,913900	36,26

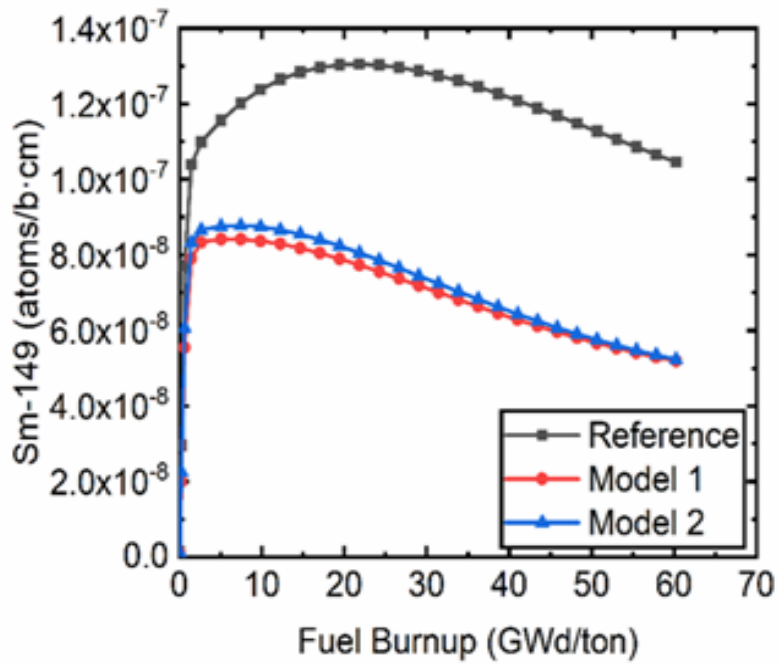
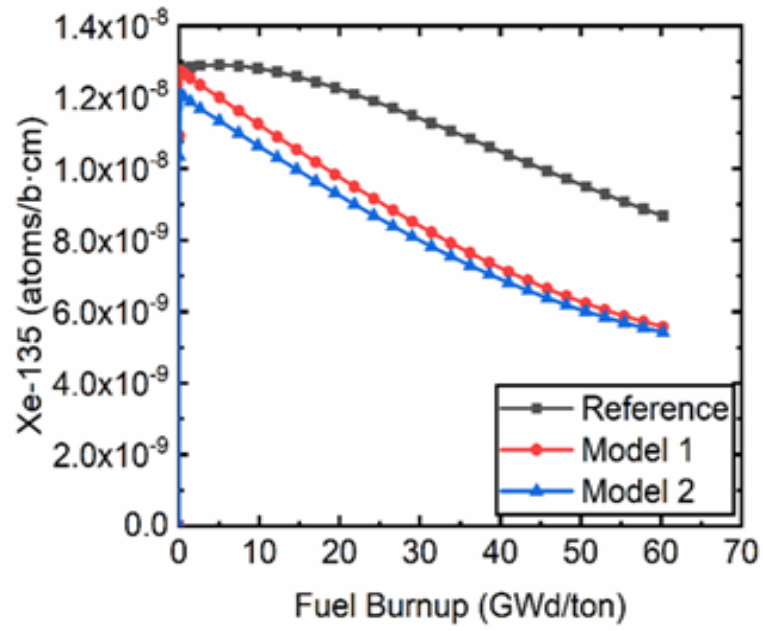


Figure 4. 4. Concentrations de ^{135}Xe et ^{149}Sm à différents niveaux d'épuisement du combustible pour les différents types de combustible examinés.

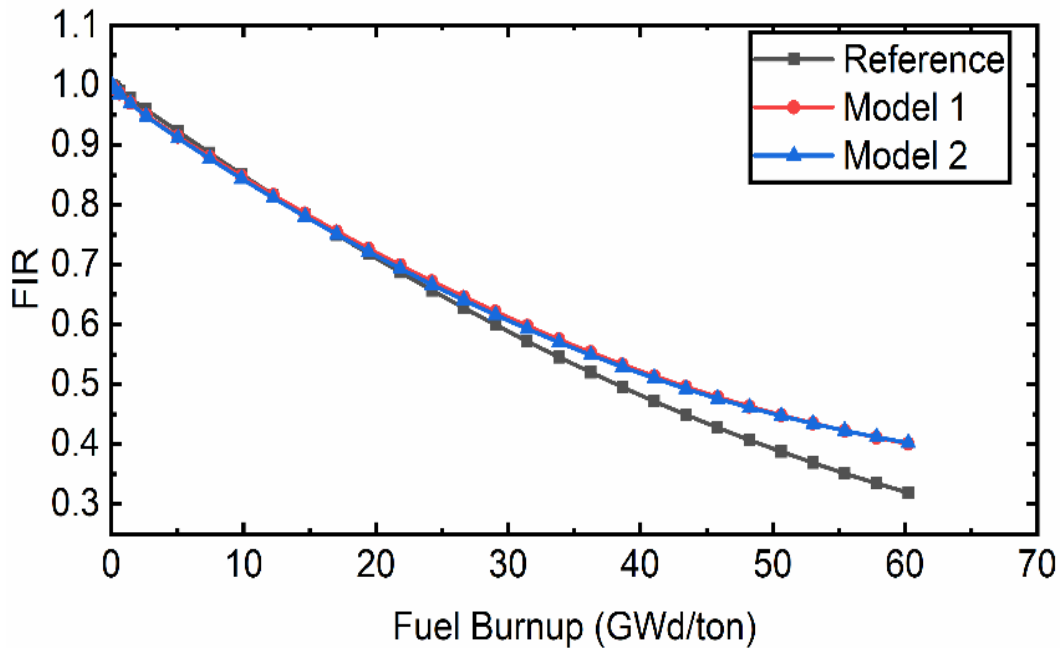


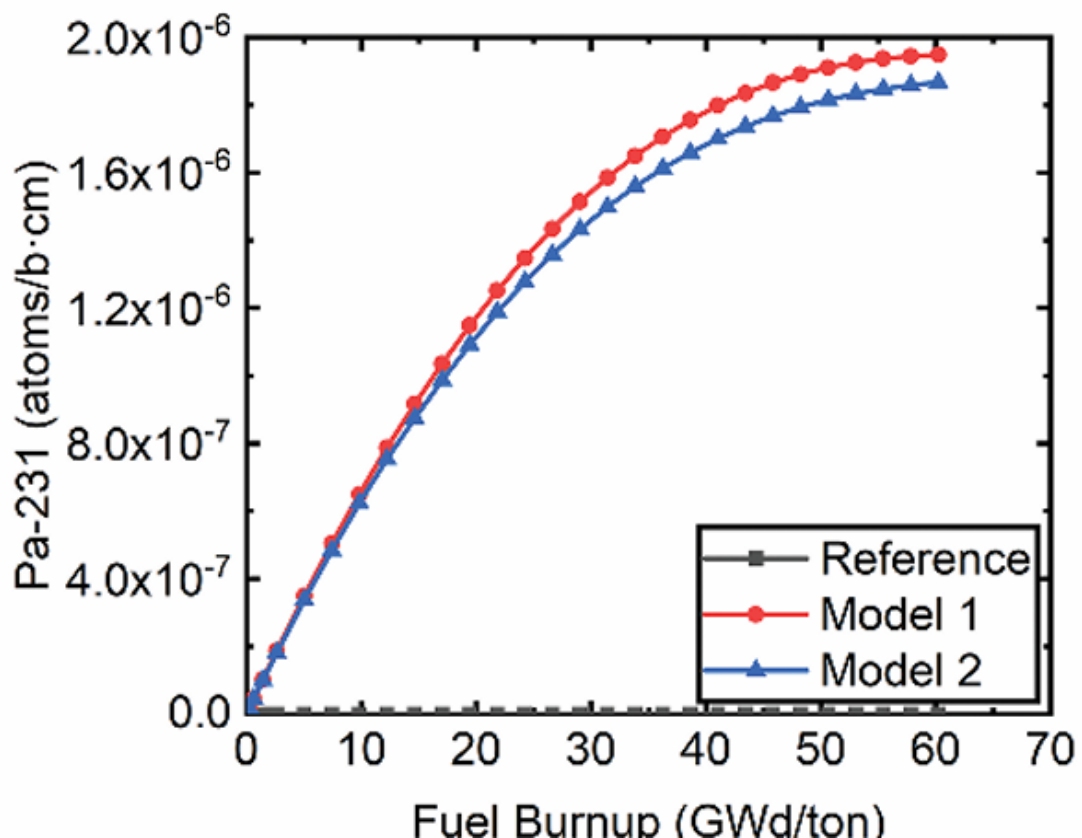
Figure 4. 5. Variation du ratio d'inventaire fissile pour les combustibles analysés en fonction de l'épuisement.

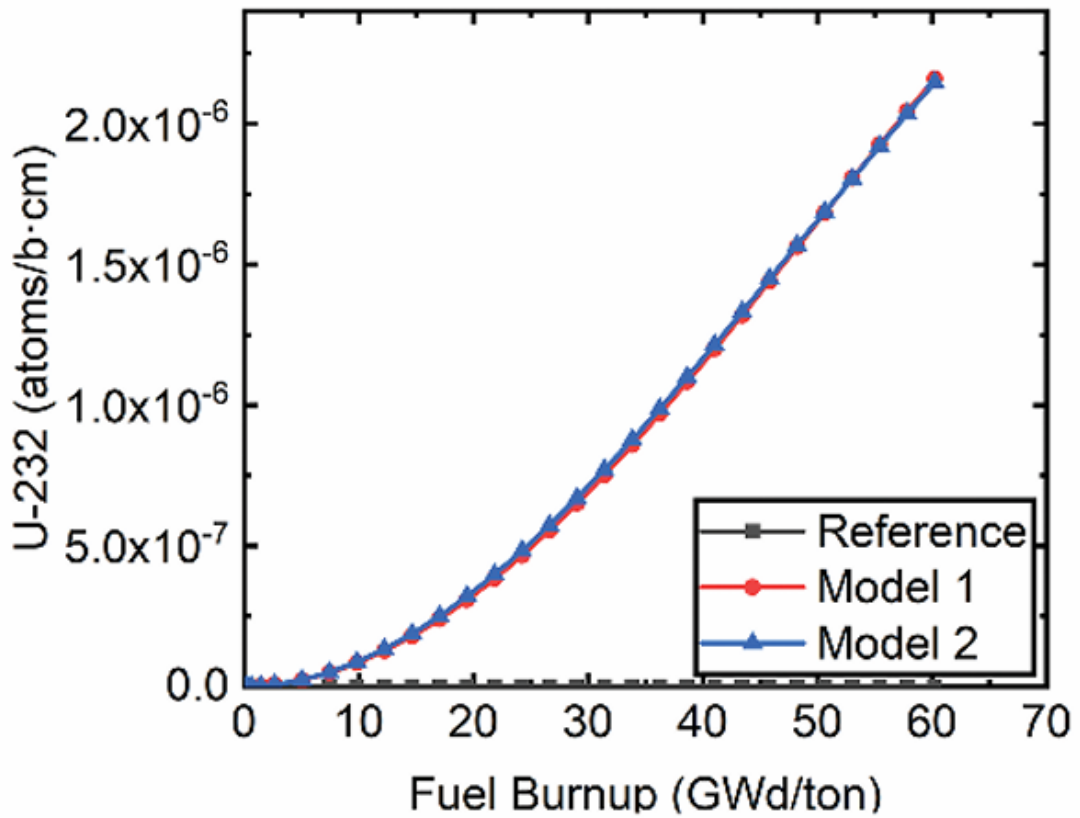
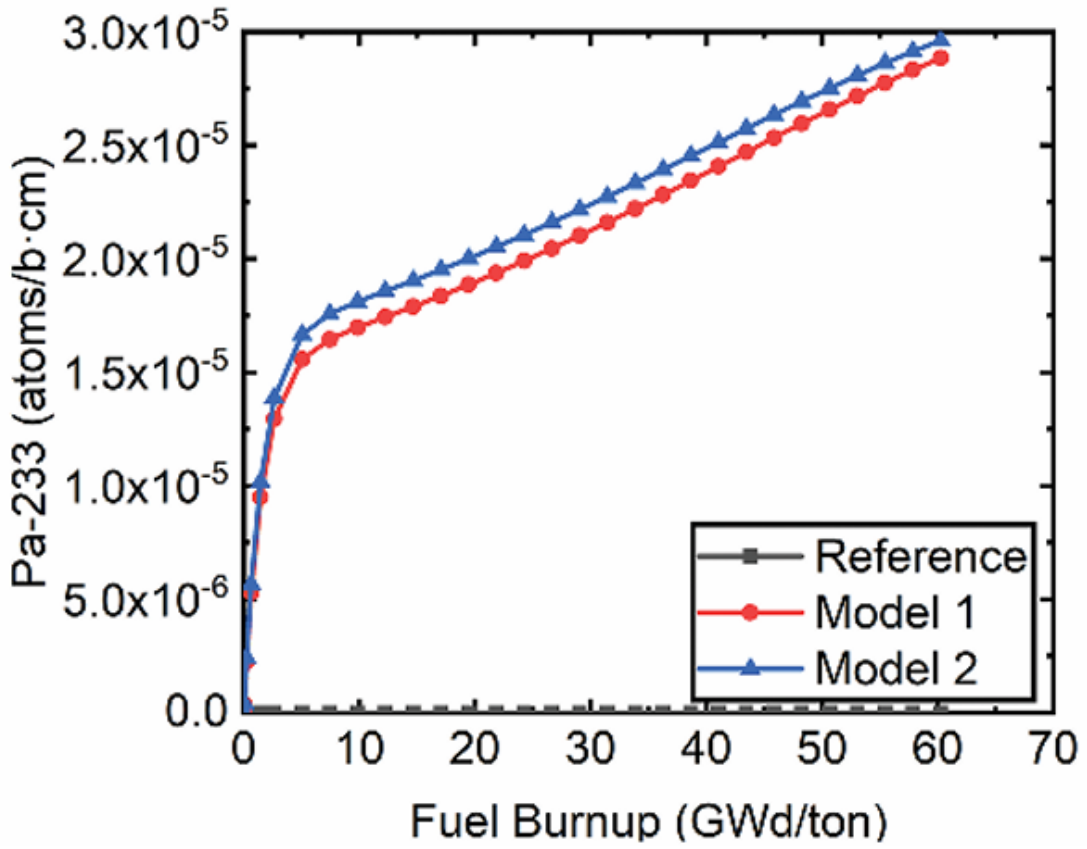
4.3.2. Évolution des principaux actinides

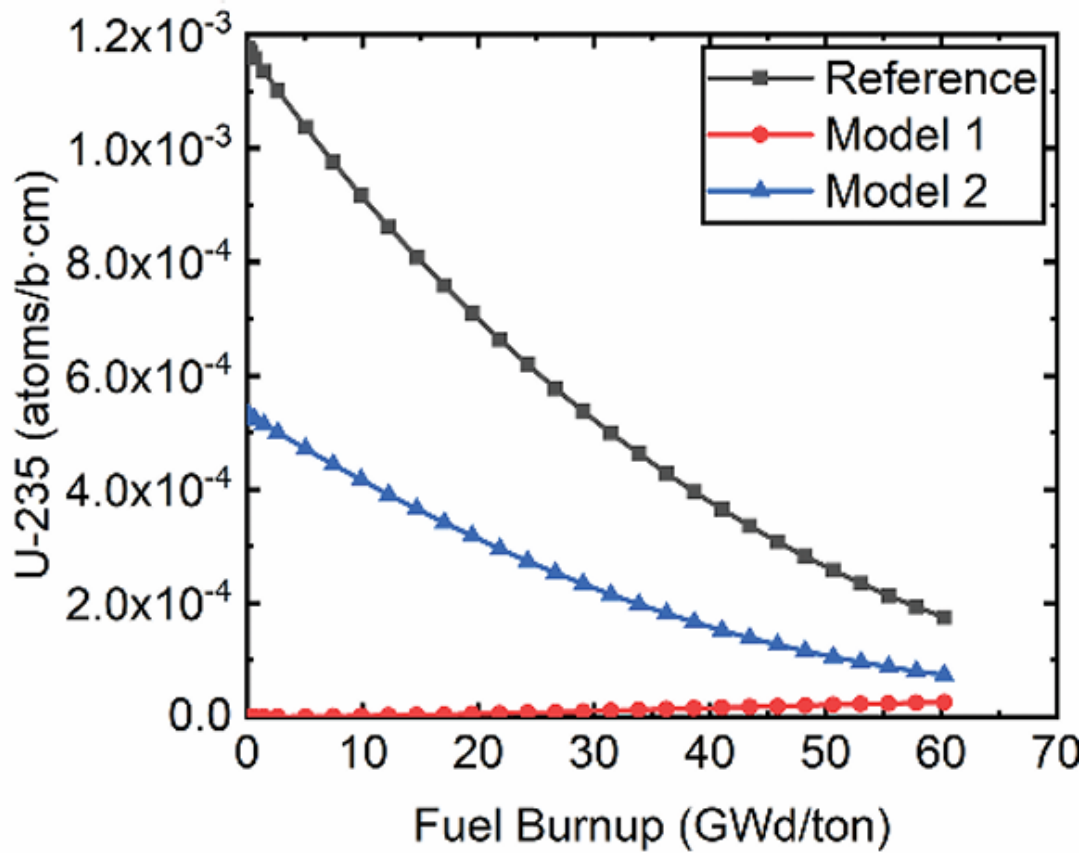
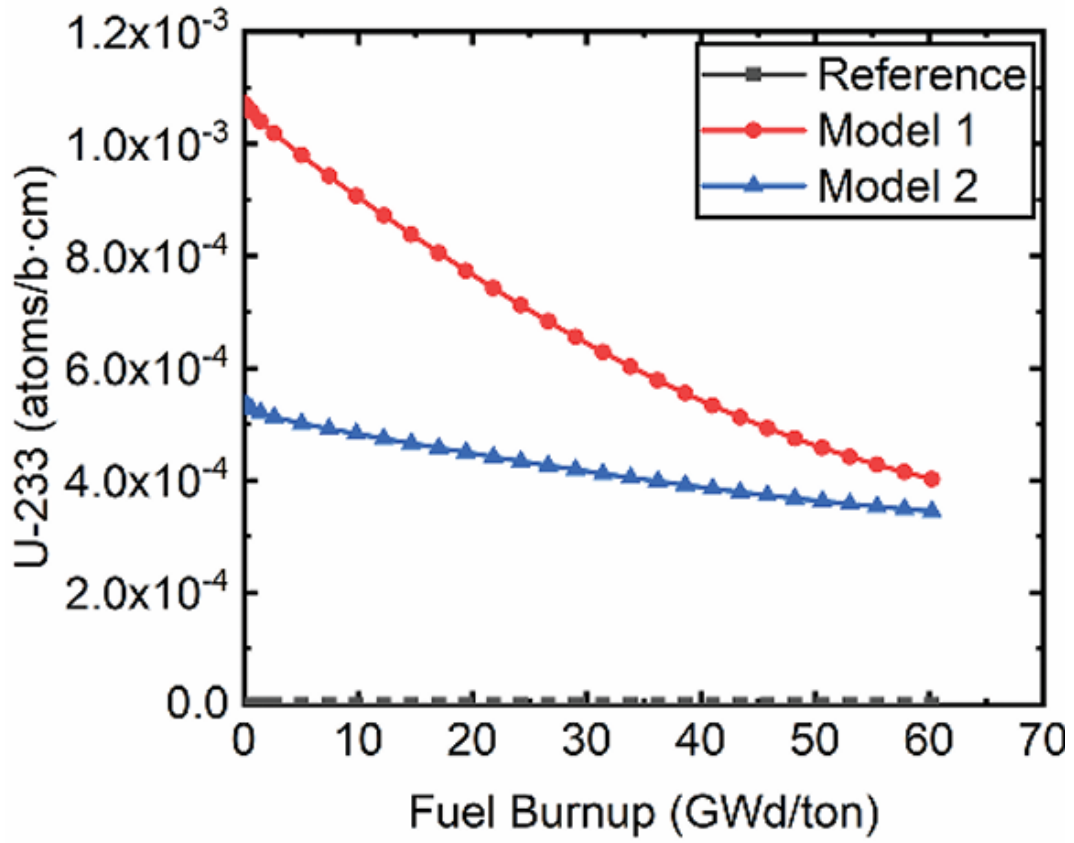
La Figure 4.6 illustre la variation de la concentration isotopique avec l'épuisement du combustible pour toutes les compositions de combustible étudiées. Le neptunium, ainsi que les isotopes de l'américium et du curium, sont des actinides mineurs importants dans les réacteurs à eau légère alimentés en UO_2 . Cependant, les isotopes de protactinium jouent un rôle important en tant qu'actinides mineurs essentiels dans les réacteurs alimentés en ThO_2 . Le ^{231}Pa se distingue parmi ces isotopes car il est produit par la réaction $(n, 2n)$ sur le ^{232}Th . Le ^{231}Pa a une propriété neutronique intéressante, car il a une section efficace d'absorption thermique de 202 barns, ce qui en fait un matériau fertile pouvant se transmuter en ^{233}U [64]. La concentration de ^{231}Pa , comme le montre la figure, augmente avec l'épuisement dans les Modèle1 et 2, le Modèle 1 dépassant légèrement la concentration de ^{231}Pa à EOC par rapport au Modèle2. Il convient de noter, cependant, que la concentration globale de ^{231}Pa dans les Modèle1 et 2 est inférieure à celle de ^{237}Np dans le modèle de référence.

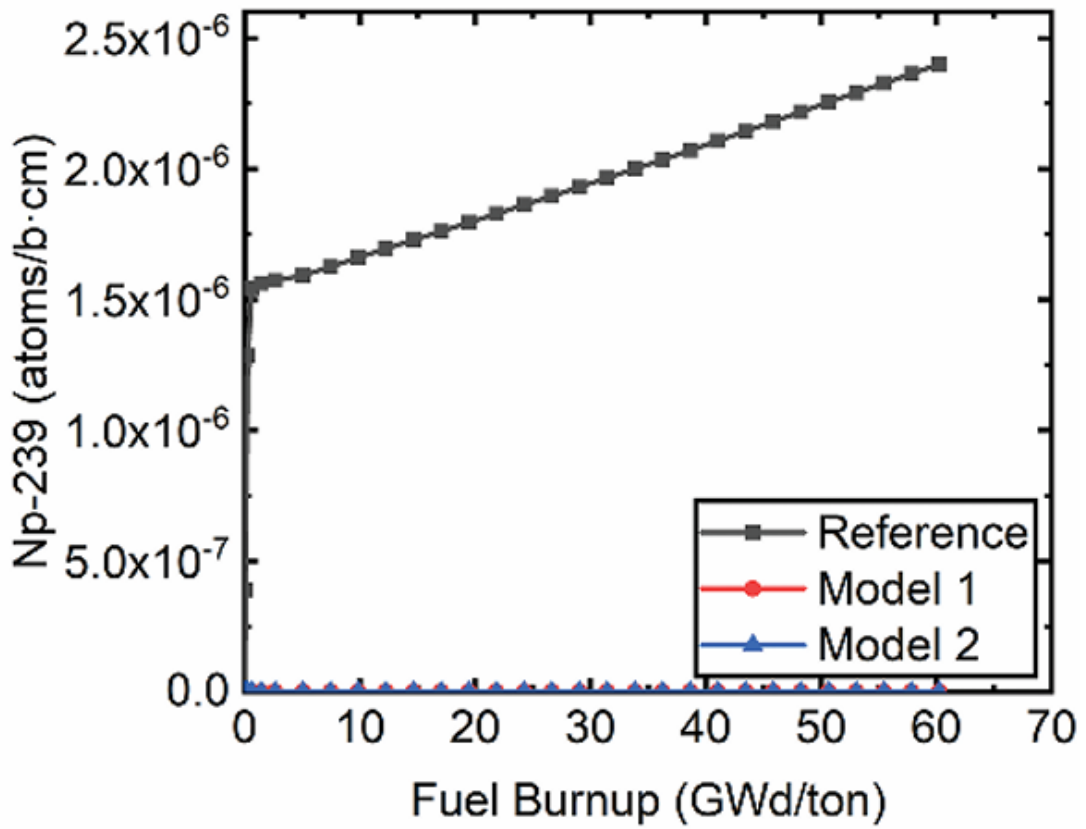
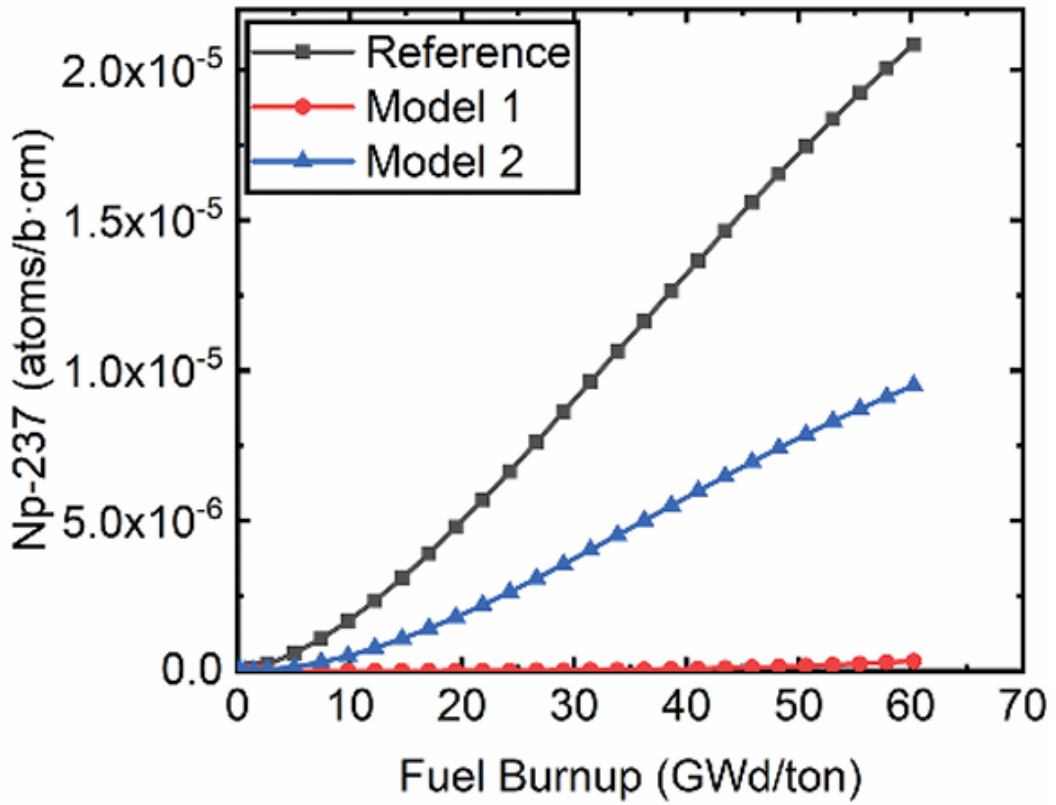
L'absorption d'un neutron par ^{238}U entraîne la production de ^{239}Np , qui se désintègre en ^{239}Pu en environ 2,3 jours dans la chaîne d'absorption de ^{238}U . Dans la chaîne d'absorption du ^{232}Th , l'absorption d'un neutron par le ^{232}Th conduit à la formation de ^{233}Pa , qui se désintègre en ^{233}U après 27 jours. Le temps de désintégration plus long du ^{233}Pa contribue à un inventaire

plus important de cet isotope [17]. Cette situation est préoccupante car l'inventaire plus important de ^{233}Pa dans les Modèles 1 et 2 peut entraîner une augmentation de la réactivité dans le réacteur lorsque la puissance est réduite. En raison de l'augmentation de l'inventaire de ^{233}Pa dans les Modèles 1 et 2, les réacteurs génèrent plus de réactivité que le ^{239}Np dans le Modèle de référence. Le Modèle 2 produit une concentration légèrement plus élevée de ^{233}Pa que le Modèle 1, en raison du rapport de transmutation accru du Th-232 dans le Modèle 2. Cependant, la production de ^{237}Np dans le Modèle 2 est significativement plus faible que dans le combustible de référence, et le ^{239}Np est presque inexistant. De plus, la teneur en ^{239}Pu dans le Modèle 2 est pratiquement inexistante, ce qui se traduit par des concentrations négligeables des isotopes Am et Cm également. Ce comportement a des implications pour les propriétés radiologiques et la gestion du cycle du combustible du Modèle 2, mettant en évidence les avantages potentiels et les différences dans l'inventaire isotopique par rapport à la conception de combustible de référence.









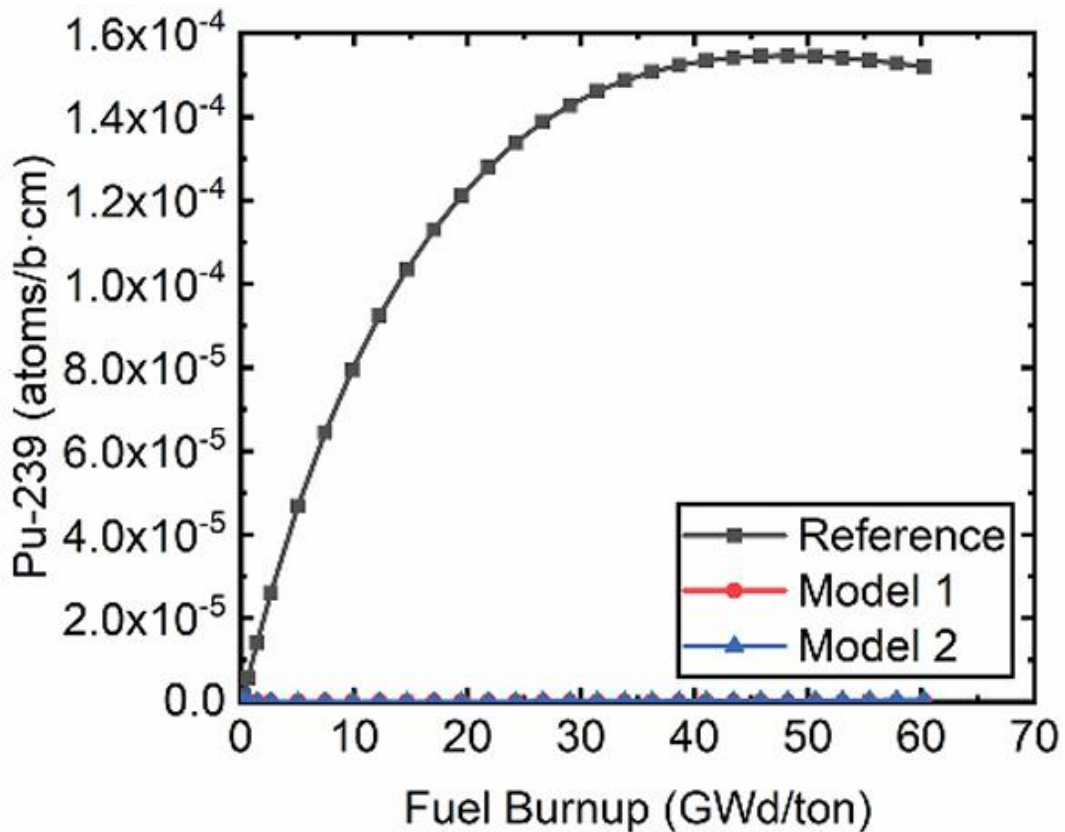
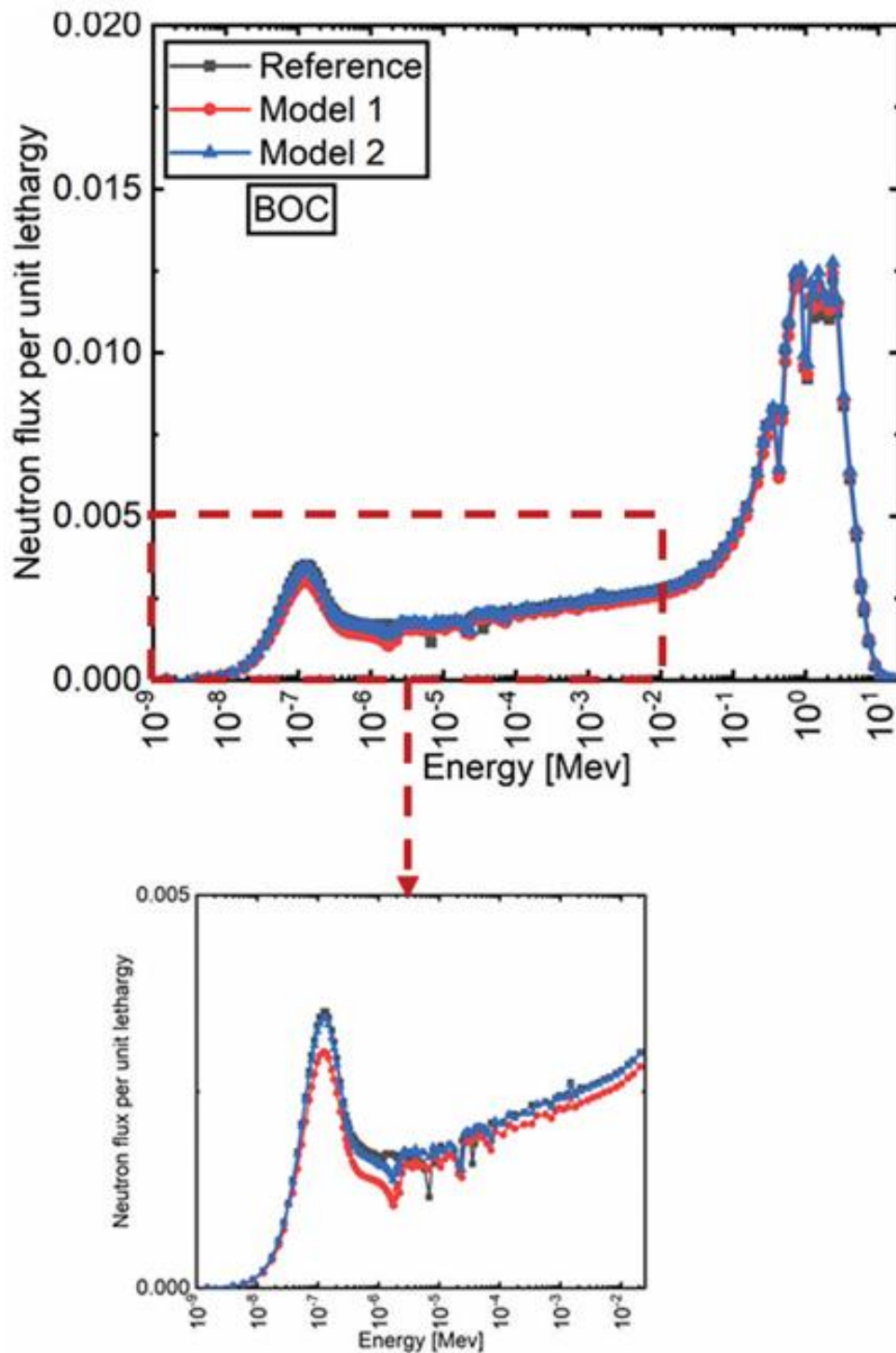


Figure 4. 6. Variation de la concentration isotopique des principaux actinides en fonction de l'épuisement du combustible.

4.3.3. Comparaison des spectres neutroniques

La Figure 4.7 illustre les flux neutroniques normalisés à la largeur de léthargie pour les différents modèles et le cas de référence au début et à la fin du cycle. Les résultats montrent que le Modèle 1 a un spectre thermique plus dur (plus énergétique) que le cas de référence au début du cycle. Ce résultat était attendu car la valeur plus élevée de η pour ^{233}U conduit à une absorption neutronique thermique accrue, ce qui se traduit par un durcissement du spectre neutronique. Dans le Modèle 2, l'ajout d' ^{235}U à la composition du combustible ($(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$) entraîne un léger adoucissement du spectre au début du cycle. Cependant, il est légèrement plus dur que le modèle de référence car ^{235}U domine le contenu fissile dans le cas de référence. Les deux Modèle 1 et 2 ont un spectre neutronique plus doux à la fin du cycle que le cas de référence. Ce changement est principalement causé par une diminution du contenu fissile dans le combustible due à l'épuisement. Par conséquent, moins d'absorptions de fission thermique se produisent, contribuant à un inventaire accru de neutrons thermiques à la fin du cycle. Le modèle de référence montre un durcissement du spectre en raison de la présence d'isotopes de

plutonium, mais il est toujours relativement plus doux par rapport au spectre du début du cycle.



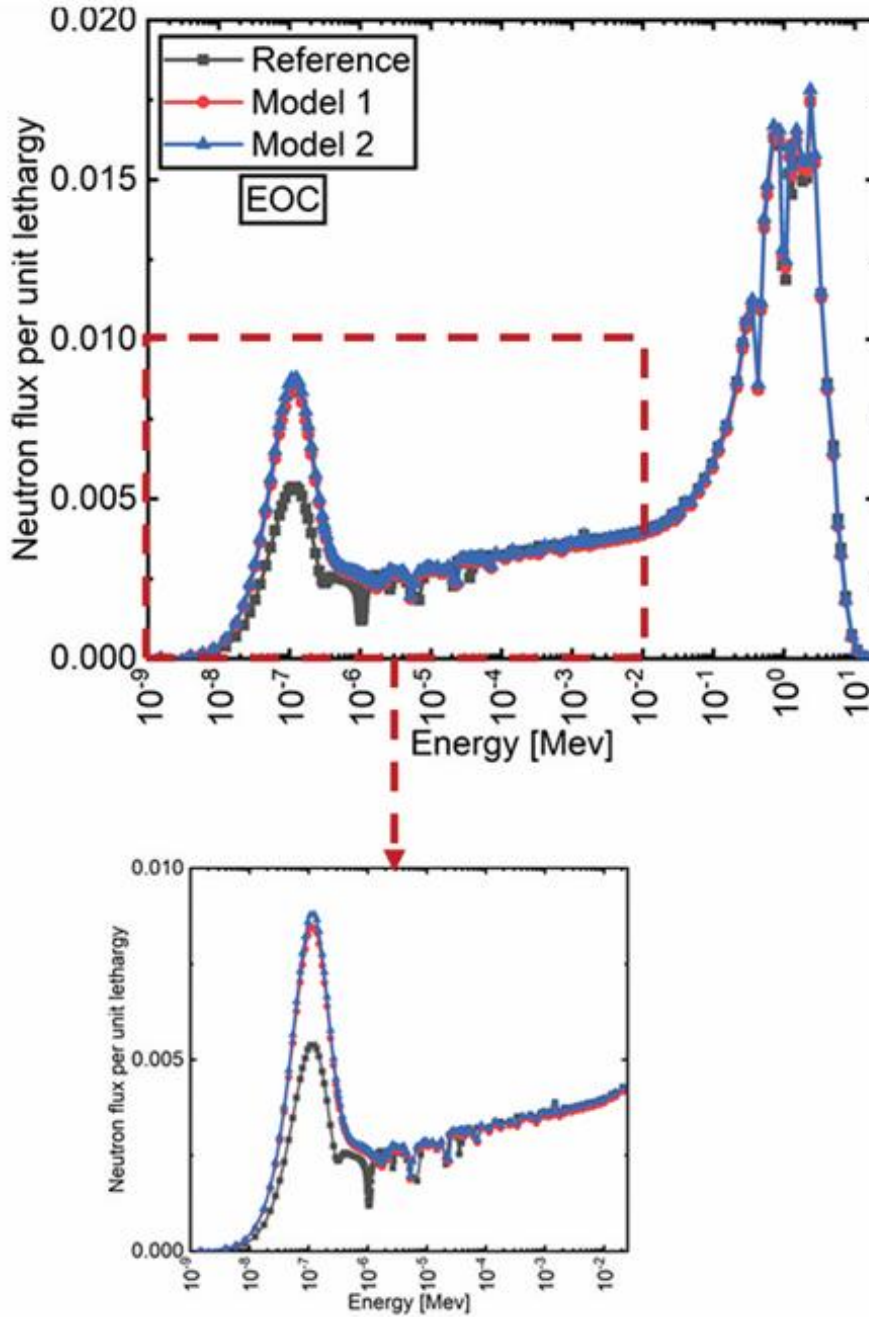
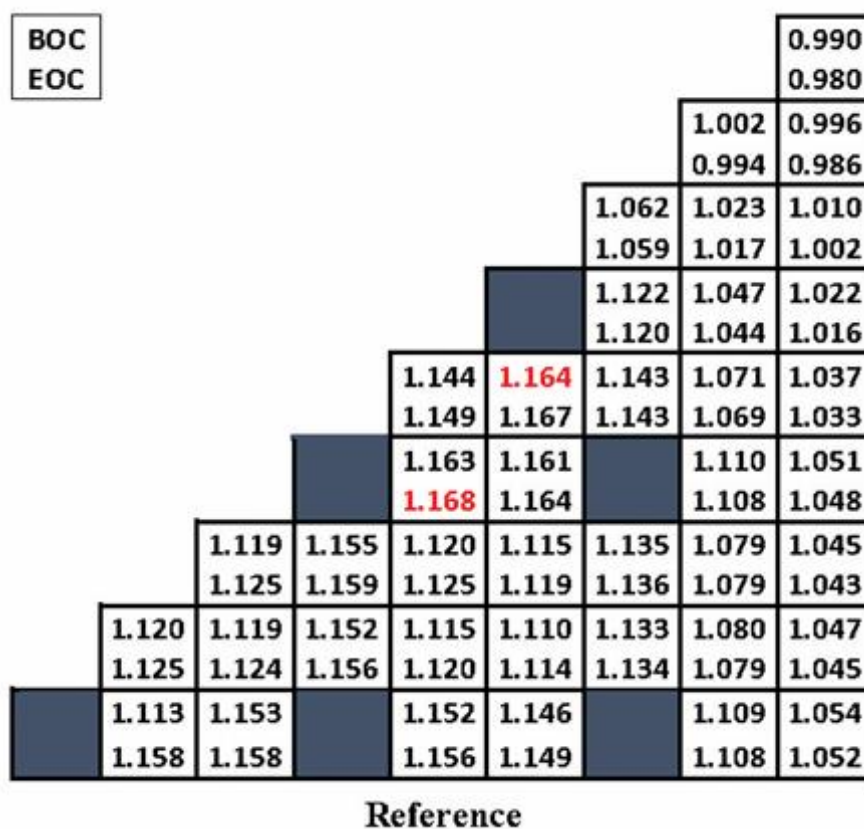


Figure 4. 7. Spectres neutroniques pour le modèle de combustible analysé au début et à la fin du cycle.

4.3.4. Facteur de pointe de puissance radiale

La Figure 8 illustre le facteur de pointe de puissance radiale (PPF) pour la conception de référence et les modèles à la fois au début et à la fin du cycle. L'analyse considère une assemblée octant et les valeurs numériques représentent le rapport de la puissance de la pastille à la puissance moyenne des pastilles dans l'assemblage. Selon la figure, la distribution

de puissance dans les assemblages suit une tendance selon laquelle les pastilles sur les bords ont des puissances plus faibles que celles au centre. Cela est dû à la présence d'un spectre neutronique plus doux résultant de la modulation. De plus, par rapport au modèle de référence, les Modèles 1 et 2 montrent une distribution de puissance des pastilles plus uniforme dans toute l'assemblée. De plus, les valeurs maximales de PPF pour le début et la fin du cycle sont légèrement inférieures dans les Modèles 1 et 2. À mesure que le combustible s'épuise, la diminution des valeurs de PPF devient plus prononcée. Par conséquent, l'utilisation de combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U)O₂ présente l'avantage de réduire le facteur d'élan de puissance, améliorant ainsi la sûreté du réacteur.



								0.998
								1.009
							1.009	1.003
							1.020	1.014
						1.065	1.028	1.015
						1.067	1.037	1.026
						1.120	1.051	1.027
						1.111	1.057	1.037
				1.143	1.161	1.140	1.073	1.040
				1.135	1.146	1.128	1.076	1.050
				1.159	1.157		1.109	1.053
				1.148	1.145		1.103	1.061
		1.118	1.149	1.119	1.114	1.132	1.080	1.048
		1.119	1.142	1.119	1.113	1.124	1.083	1.057
	1.118	1.117	1.147	1.114	1.109	1.130	1.081	1.049
	1.119	1.118	1.140	1.115	1.110	1.123	1.084	1.059
	1.147	1.148		1.148	1.142		1.107	1.056
	1.141	1.141		1.140	1.134		1.103	1.064

Model 1

								0.995
								1.008
							1.006	1.001
							1.019	1.013
						1.064	1.026	1.013
						1.067	1.037	1.025
						1.121	1.050	1.025
						1.111	1.057	1.037
				1.143	1.162	1.141	1.073	1.039
				1.135	1.147	1.128	1.076	1.049
				1.160	1.159		1.109	1.052
				1.149	1.146		1.103	1.061
		1.118	1.151	1.119	1.114	1.133	1.080	1.047
		1.119	1.143	1.119	1.114	1.125	1.083	1.057
	1.119	1.117	1.148	1.114	1.109	1.131	1.080	1.048
	1.120	1.119	1.141	1.115	1.110	1.123	1.084	1.059
	1.149	1.149		1.149	1.143		1.108	1.055
	1.142	1.142		1.140	1.135		1.103	1.064

Model 2

Figure 4. 8. Distribution de puissance radiale au début et à la fin du cycle pour les types de combustible analysés.

4.3.5. Effets de bord

Pour obtenir une compréhension meilleure et plus précise, il est crucial d'étudier le profil de puissance à l'intérieur de la pastille de combustible lors du changement de composition du combustible. Dans le cas du combustible largement utilisé UO_2 , un phénomène connu sous le nom d'effet de bord se produit. Cet effet est causé par une probabilité plus élevée d'absorption de résonance des neutrons épithermiques par ^{238}U , ce qui entraîne une augmentation de la génération de ^{239}Pu sur la surface externe de la pastille de combustible (présence de modérateur). Par conséquent, une haute combustion localisée est observée dans la région du bord de la pastille de combustible [85]. La situation, cependant, est assez différente pour les Modèles 1 et 2 en raison de la présence de ^{232}Th dans la composition du combustible. L'absorption de résonance des neutrons épithermiques par le ^{232}Th produit de ^{233}U .

Pour analyser les performances radiales, chaque pastille de combustible a été divisée en 12 anneaux de surface égale. La Figure 4.9 présente la distribution de puissance de fission relative des anneaux internes aux anneaux externes des pastilles de combustible au milieu du cycle (MOC) et à la fin du cycle. Comme prévu, le phénomène de bord se produit uniquement sur la surface externe, formant une région de bord distincte. Cependant, les pics de puissance de fission dans les Modèles 1 et 2 sont plus petits par rapport à ceux observés dans la configuration de pastille de combustible de référence. Cette réduction des pics de puissance est attribuée à la formation ^{233}U pendant l'irradiation, qui contribue directement au processus de fission en tant que noyau primaire dans les mélanges de combustible. En conséquence, les Modèles 1 et 2 présentent une distribution de puissance de fission plus uniformément répartie à travers la pastille.

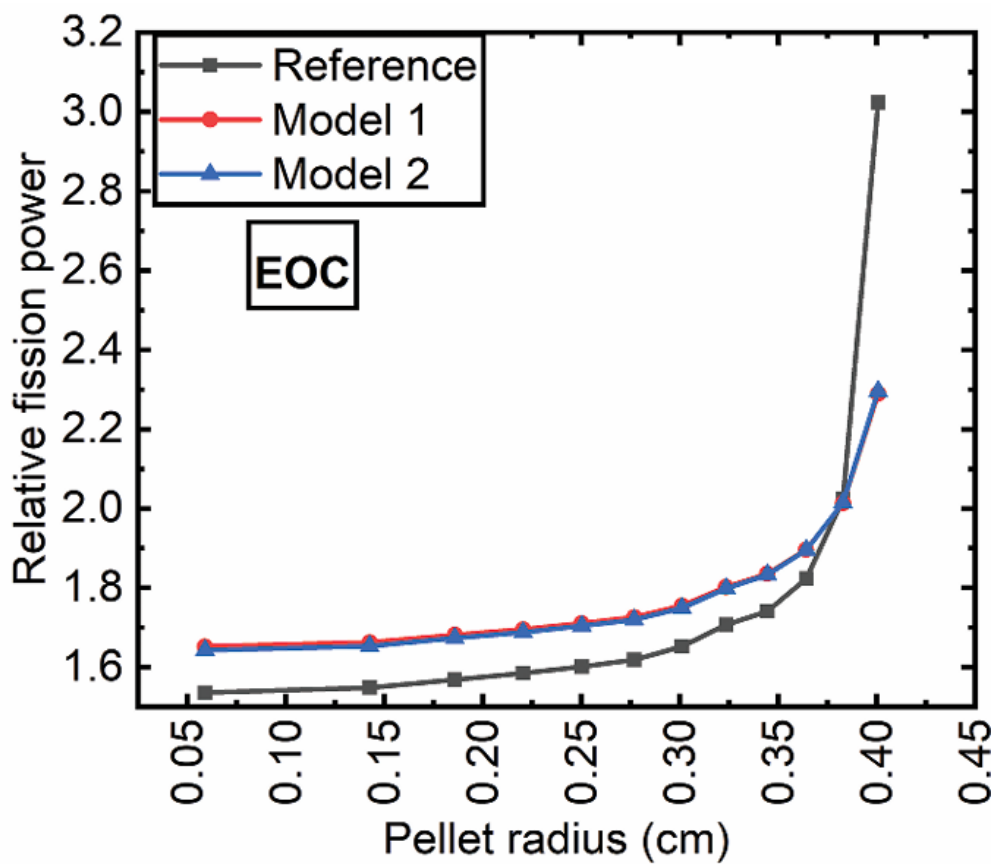
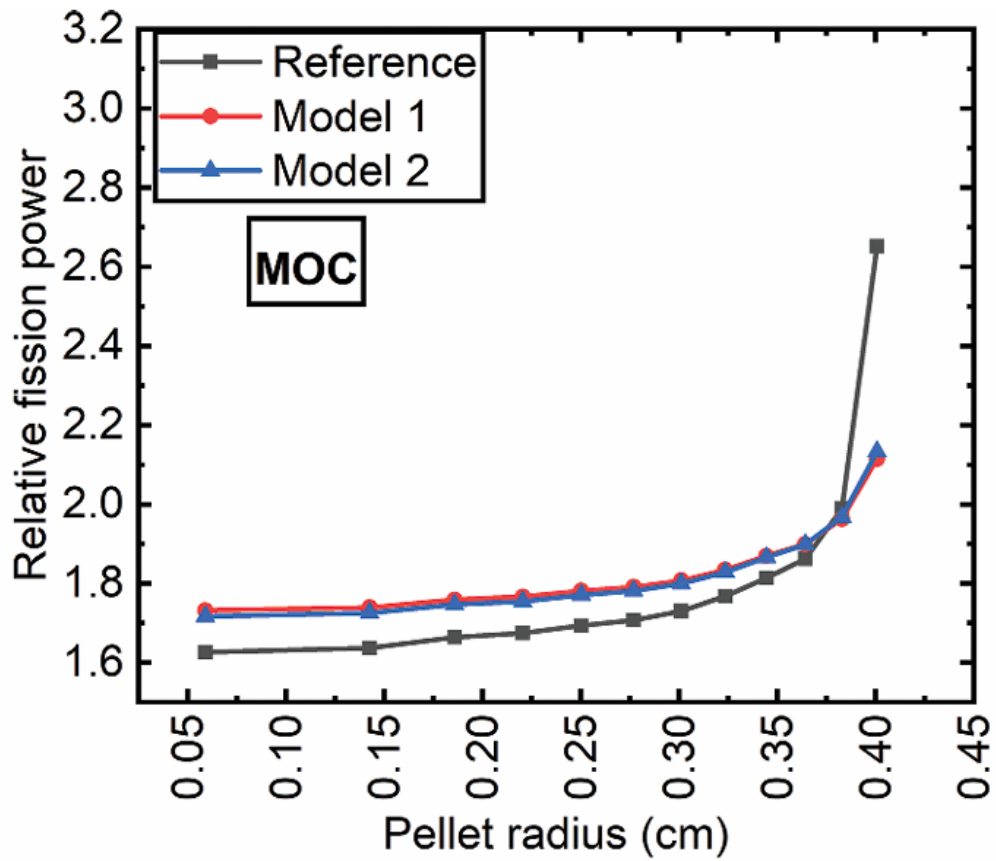


Figure 4. 9. Distribution radiale relative de la puissance de fission au MOC et à l'EOC.

4.3.6. Principaux paramètres de sûreté

La Figure 4.10 montre les coefficients de FTC et MTCaux BOC et EOC pour les types de combustible analysés. Le FTC et le MTC sont des indicateurs intrinsèques de sûreté pour les réacteurs nucléaires, et leurs valeurs négatives sont nécessaires pour garantir la sûreté du réacteur. Le FTC et le MTC ont été calculés dans cette étude en introduisant des perturbations de température en utilisant la formule présentée dans la référence [64]. Les valeurs de FTC ont été déterminées en faisant varier les températures du combustible de 900 K à 1000 K, tandis que les valeurs de MTC ont été déterminées en faisant varier la température du modérateur de 575 K à 600 K (les densités sont indiquées dans le Tableau 4.2).

En analysant la figure, il est évident que tous les modèles de combustible présentent des FTC et des MTC. Plus précisément, le modèle de combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U)O₂a un FTC légèrement plus négatif aux BOC que la conception de référence et un MTC légèrement plus négatif que le Modèle 2. Ce comportement peut s'expliquer par l'effet Doppler plus fort causé par ^{232}Th dans les Modèles 1 et 2, par opposition à l'influence de ^{238}U dans la conception de référence. En comparaison avec la conception de référence, le FTC à l'EOC est plus élevé (moins négatif) pour les Modèles 1 et 2. Cette différence est causée par le taux de transmutation plus élevé de ^{232}Th tout au long de la combustion, car il a une plus grande section efficace de capture que ^{238}U . De plus, la teneur accrue en isotopes pairs de plutonium dans la conception de référence contribue à la différence observée dans le FTC.

L'un des défis associés à l'utilisation de ^{233}U pure comme matériau fissile dans les réacteurs à eau pressurisée est sa tendance à présenter un MTC moins négatif voire positif. Ce comportement est principalement attribué à la contribution de la section efficace de résonance de fission épithermique de ^{233}U , notamment à des températures de neutrons plus élevées. Contrairement aux limitations observées dans le Modèle 1, la combinaison de combustible proposée dans le Modèle 2 démontre un MTC amélioré tant aux BOC qu'à l'EOC. Cette amélioration peut être attribuée à la composition spécifique de la combinaison de combustible dans le Modèle 2, qui atténue dans une certaine mesure les effets néfastes de la section efficace de résonance de fission épithermique de ^{233}U . Par conséquent, le Modèle 2 offre un meilleur contrôle et une meilleure stabilité de la réaction nucléaire par rapport à l'utilisation de combustible ^{233}U pur.

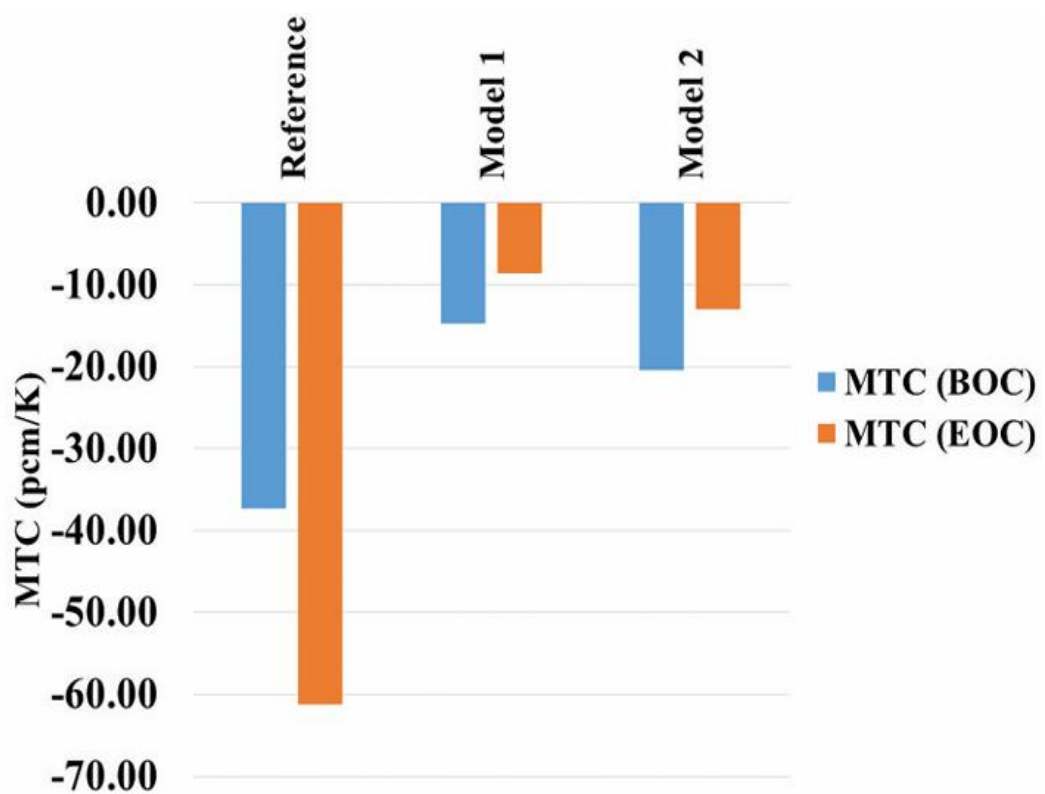
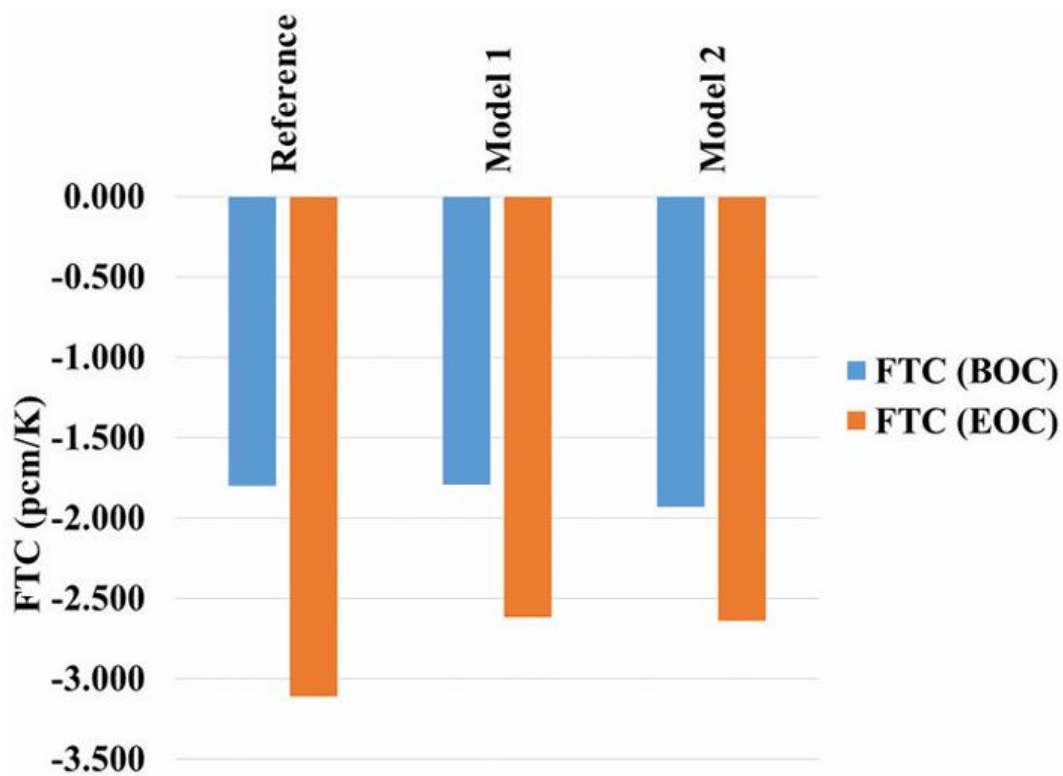


Figure 4. 10. FTC et MTC aux BOC et EOC pour les types de combustible analysés.

4.4. L'amélioration des coefficients de réactivité en température grâce à l'utilisation de PaO₂ comme absorbeur combustible

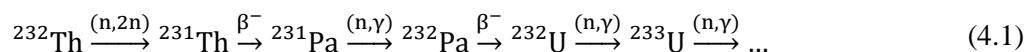
Dans une précédente section, nous avons étudié les performances neutroniques d'un mélange de combustible innovant, (²³²Th-²³³U-²³⁵U)O₂, dans un réacteur à eau pressurisée modulaire basé sur la conception AP1000. Le mélange de combustible vise à améliorer le coefficient de MTC moins négatif en incorporant de ²³⁵U dans le combustible (²³²Th-²³³U)O₂. Nos résultats ont montré que ce nouveau combustible présentait des valeurs de MTC améliorées par rapport au combustible (²³²Th-²³³U)O₂ à la fois au début et à la fin du cycle de combustion. Cependant, les valeurs de MTC sont restées moins négatives que celles du combustible UO₂ traditionnel en raison de l'appauvrissement en ²³⁵U et de la contribution de ²³³U régénéré à partir de ²³²Th. Par conséquent, une étude approfondie est cruciale pour explorer les moyens d'améliorer le MTC en utilisant le combustible (²³²Th-²³³U-²³⁵U)O₂. Dans cette section, notre proposition vise à améliorer le MTC en introduisant un absorbeur de neutrons appelé PaO₂. Nous suggérons d'incorporer le PaO₂ en tant qu'absorbeur consommable, qui serait enduit sur la surface extérieure des crayons de combustible. À travers l'évaluation de plusieurs cas, nous visons à évaluer les améliorations potentielles du MTC, ainsi que leur impact sur la période de criticité et la suppression de la réactivité précoce. Nous fournissons un aperçu du PaO₂, de l'absorbeur consommable intégral, de la technologie d'absorbeur enduit, et discutons des méthodologies mises en œuvre dans les sections suivantes.

4.4.1. Absorbeur consommable intégral

L'utilisation des absorbeurs consommables est une méthode traditionnelle utilisée pour contrôler la génération de neutrons à l'intérieur d'un assemblage sans recourir à des barres de contrôle ou à d'autres mécanismes de contrôle. Ces absorbeurs contribuent à réduire la réactivité, en particulier au début du cycle de combustion [86]. Les absorbeurs consommables peuvent être insérés sous forme de barres distinctes, d'absorbeurs consommables enduits ou mélangés au combustible lui-même, entrant dans la catégorie des absorbeurs consommables intégraux (IFBAs) [87,88]. Dans le combustible REP, divers IFBAs sont utilisés, notamment le gadolinium (Gd₂O₃) et l'erbium (Er₂O₃) [65,88,89]. Ces matériaux présentent des sections efficaces d'absorption significatives, génèrent des isotopes avec de petites sections efficaces d'absorption par capture de neutrons et n'endommagent pas le combustible ou le gainage [29]. Cependant, les nucléides fils résultant de l'absorption de neutrons par l'erbium et le gadolinium ne jouent pas un rôle significatif dans les processus neutroniques au sein du cœur du réacteur. Par conséquent, le choix d'un absorbeur de consommable dont les nucléides fils

impactent positivement la réaction de fission est d'un intérêt significatif. Dans cette étude, nous proposons l'utilisation du ^{231}Pa , sous forme de PaO_2 enduit en une fine couche sur les barres de combustible (comme illustré dans la Figure 4.11), en tant qu'absorbeur consommable. Ce choix est avantageux en raison de la section efficace de capture modérée du ^{231}Pa d'environ 202 barns, comparée au gadolinium (253,254 barns) et à l'erbium (644 barns[64,90,91]. On s'attend à ce que ce choix améliore le MTC moins négatif indésirable et améliore également le FTC grâce à une absorption de résonance neutronique accrue avec l'augmentation des températures de fonctionnement.

L'un des avantages des barres enduites est que l'absorbeur est placé à la surface de la barre, évitant tout mélange avec le combustible et prévenant tout effet négatif sur les propriétés thermomécaniques. De plus, le nucléide ^{231}Pa offre la possibilité de réduire l'excès de réactivité précoce, d'étendre la durée de vie du combustible et d'atteindre une combustion de haute performance. Cela est dû à sa capacité à produire de ^{233}U (comme présenté dans l'Eq. (4.1), ce qui est avantageux par rapport à d'autres absorbeurs. La Figure 4.12 illustre une vue en coupe de différentes configurations de barres IFBA dans l'assemblage de combustible. Selon la figure, les barres IFBA sont disposées dans l'assemblage de combustible avec cinq configurations différentes, avec 28, 44, 72, 88 et 112 barres IFBA [84]. Grâce à la mise en œuvre de ces configurations IFBA, nous visons à étudier leur impact sur le contrôle de la réactivité et les coefficients de réactivité. L'analyse détaillée et les résultats des différentes configurations de barres IFBA seront discutés dans la section suivante, mettant en lumière les avantages potentiels de l'utilisation du PaO_2 en tant qu'absorbeur consommable avec le combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 .



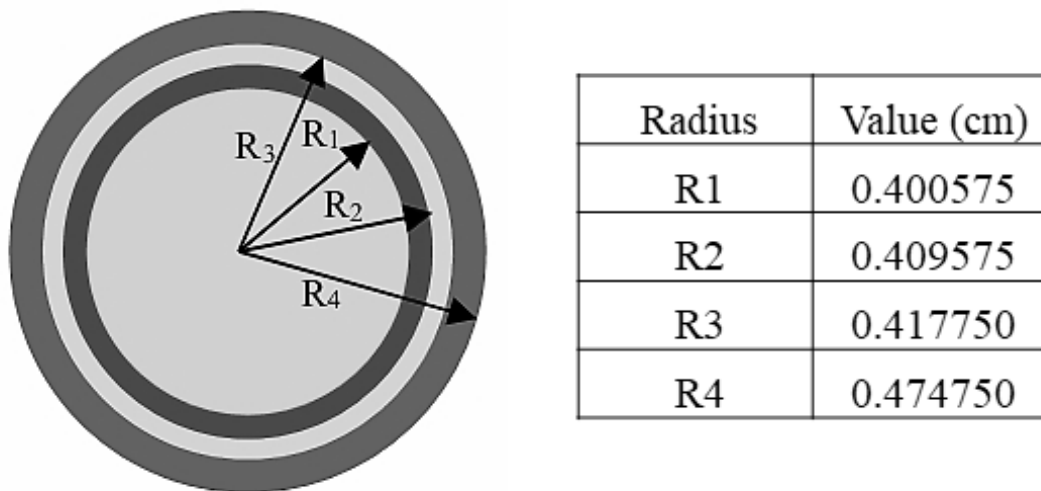


Figure 4. 11. Conception d'une barre de combustible enduite avec IFBA.

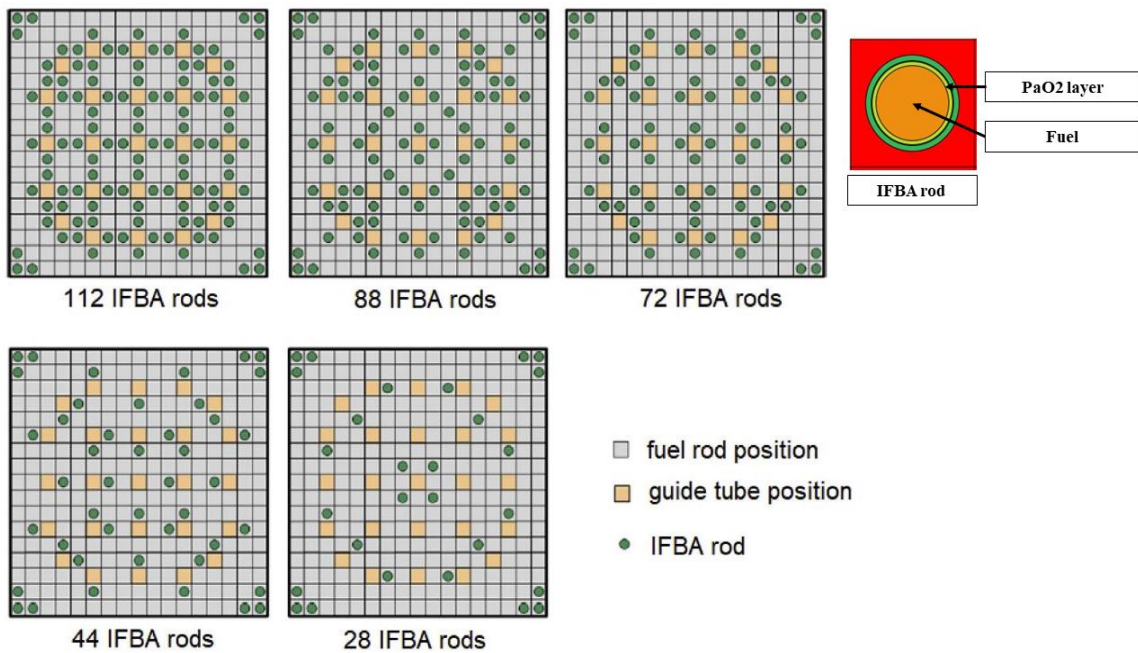


Figure 4. 12. Configurations envisagées pour les barres IFBA dans l'assemblage de combustible proposé (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 .

4.4.2. Etude sur le comportement de la déplétion

Le but principal de cette partie est d'étudier les variations des facteurs de multiplication neutronique en fonction de l'épuisement du combustible et de déterminer les périodes de criticité. Dans cette section, nous considérons trois taux de fuite neutronique différents : 0 %, 4 % et 7 %. Le cas de fuite de 0 %, bien qu'impossible à atteindre en pratique, sert de

référence idéale pour la comparaison. En examinant la période de criticité avec des taux de fuite neutronique spécifiés, notre objectif est d'évaluer les variations des facteurs de multiplication neutronique tout au long du cycle d'épuisement du combustible. Cette analyse fournit des perspectives précieuses sur le comportement et les performances des différents cas, ainsi que leur influence sur le maintien de la criticité. De plus, la compréhension des périodes de criticité est cruciale pour optimiser l'utilisation du combustible, assurer un fonctionnement sûr et efficace du réacteur et maximiser la durée de vie du combustible.

La Figure 4.13 illustre le comportement de K_{INF} en fonction de l'épuisement du combustible pour le combustible $(^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U} - ^{235}\text{U})\text{O}_2$ avec différents nombres de barres IFBA. Les résultats montrent une diminution en deux étapes de K_{INF} pour tous les cas. La première étape correspond à une diminution rapide causée par la production de ^{135}Xe et de ^{149}Sm , qui sont des poisons de produits de fission significatifs avec des sections efficaces d'absorption thermique de $2,65 \times 10^6$ barns et $5,85 \times 10^4$ barns, respectivement. La deuxième étape est principalement attribuée à l'épuisement du combustible. Le taux d'épuisement est fortement influencé par le nombre de barres IFBA. À mesure que le nombre de barres IFBA augmente, le taux d'épuisement diminue. Cela est principalement dû à la dégradation lente du ^{231}Pa , qui a une section efficace d'absorption relativement faible par rapport au gadolinium et à l'erbium. De plus, le processus de transformation du ^{231}Pa en ^{233}U par absorption neutronique contribue au taux d'épuisement plus lent. Dans le modèle 2, à mesure que le nombre de barres IFBA dans l'assemblage de combustible augmente, la valeur de K_{INF} diminue aux premiers stades de l'épuisement. Parce que l'incorporation d'un absorbeur de neutrons dans le combustible réduit le facteur d'utilisation thermique, entraînant une diminution de K_{INF} . L'étendue de cette diminution est principalement influencée par l'absorption totale de neutrons dans l'assemblage, qui, dans notre cas, est déterminée par le nombre de barres IFBA. Plus précisément, par rapport au modèle 2 sans PaO_2 , le K_{INF} au BOC diminue de 4,64 % pour 28 barres IFBA, de 7,44 % pour 44 barres IFBA, de 11,86 % pour 72 barres IFBA, de 14,14 % pour 88 barres IFBA, et de 17,36 % pour 112 barres IFBA.

La Figure 1.14 présente les périodes de criticité pour tous les modèles considérés, en tenant compte des taux de fuite neutronique de 0 %, 4 % et 7 %. Parmi les conceptions, le Modèle 1 présente les périodes de criticité les plus élevées, suivies par le Modèle 2 sans barres IFBA, pour tous les taux de fuite considérés. Cependant, à la fois le nombre de barres IFBA et les taux de fuite neutronique influencent significativement la période de criticité lorsqu'un absorbeur de neutrons combustible est utilisé. Plus précisément, dans le Modèle 2 avec barres

IFBA, la période de criticité diminue lorsque le taux de fuite neutronique augmente. Cela peut être attribué à l'impact de la fuite neutronique sur le facteur de multiplication neutronique. L'équilibre entre la production et la perte de neutrons détermine le facteur de multiplication neutronique. La perte de neutrons se produit par absorption (par PaO₂) et par fuite du système. À mesure que le taux de fuite augmente, la période de criticité diminue en raison d'une diminution du facteur de multiplication neutronique causée par une perte de neutrons plus importante. De plus, le taux de fuite influence également la période de criticité du Modèle 2 avec barres IFBA par rapport au cas de référence (UO₂). Avec un taux de fuite de 0 %, tous les cas IFBA atteignent une période de criticité plus élevée que la référence. Avec un taux de fuite de 4 %, seuls les cas avec 28 barres IFBA, 44 barres IFBA et 72 barres IFBA atteignent une période de criticité plus élevée que la référence. Avec un taux de fuite de 7 %, seuls les cas avec 28 barres IFBA et 44 barres IFBA atteignent une période de criticité plus élevée que la référence. Ces observations mettent en évidence l'influence significative à la fois du nombre de barres IFBA et du taux de fuite neutronique sur la période de criticité. Les résultats fournissent des perspectives précieuses sur le comportement et les performances des différents modèles dans un réacteur SMR.

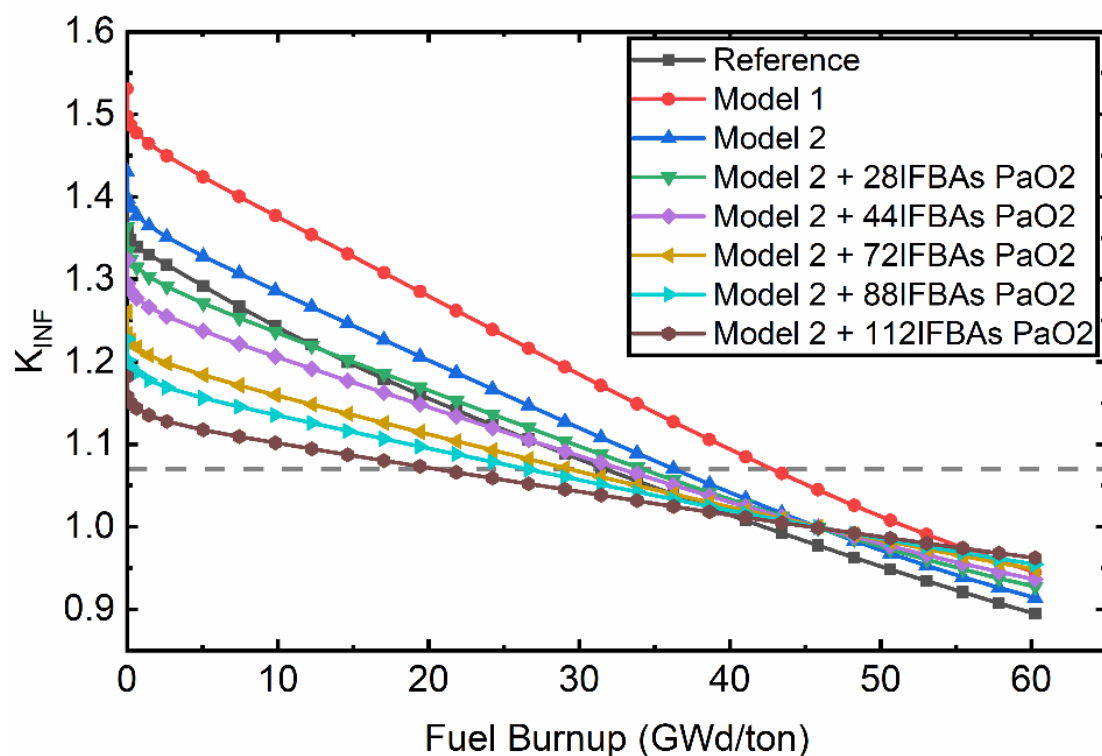


Figure 4. 13. Variation du facteur de multiplication avec le taux de combustion dans différents cas de combustible (²³²Th-²³³U-²³⁵U)₂ avec des IBFAs comparé au Modèle 1 et à la référence.

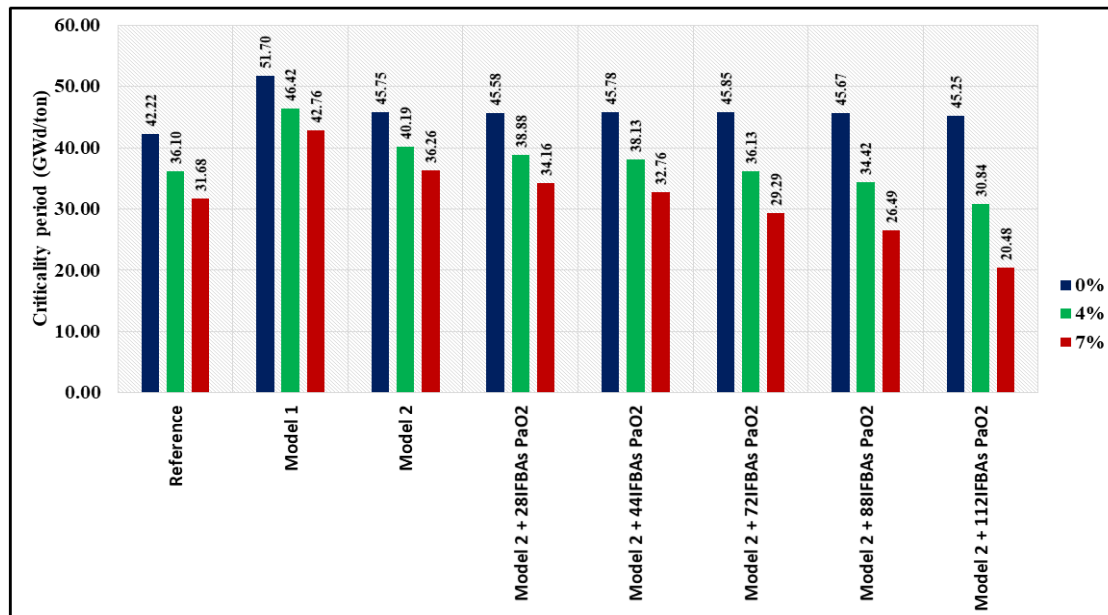


Figure 4. 14. Périodes de criticité en fonction des taux de fuite neutronique.

La Figure 4.15 présente une comparaison des évolutions du FTC et du MTC pour les différents modèles. La figure montre que l'ajout de PaO₂ dans l'ensemble introduit un retour de réactivité plus négatif pour le Modèle 2, comme observé à la fois dans le FTC et le MTC, au BOC et à l'EOC. Ce retour de réactivité négatif amélioré est attribué à la capture de résonance du ²³¹Pa. De plus, l'augmentation du nombre de IFBAs dans le Modèle 2 améliore les absorptions de résonance, c'est-à-dire l'effet d'autoprotection spatiale accru, des neutrons thermiques en conséquence. En effet, à mesure que la température du combustible augmente, les variations de réactivité dues à l'élargissement Doppler des captures de ²³¹Pa sont amplifiées. De plus, le déplacement du spectre neutronique vers des énergies plus élevées causé par le chauffage du modérateur renforce davantage les résonances de capture de ²³¹Pa, atténuant ainsi légèrement le MTC moins négatif observé dans le Modèle 2. De plus, le nombre accru de IFBAs permet aux changements de réactivité négative causés par les captures de ²³¹Pa dans la plage épithermique de contrecarrer l'effet de réactivité moins négatif à positif principalement des résonances de fission épithermique de ²³³U. De plus, la présence de ²³¹Pa non épuisé près de la fin du cycle améliore le MTC à l'EOC[31,64]. Par conséquent, un MTC négatif favorable et un FTC fortement négatif peuvent être atteints, assurant la stabilité du fonctionnement du réacteur.

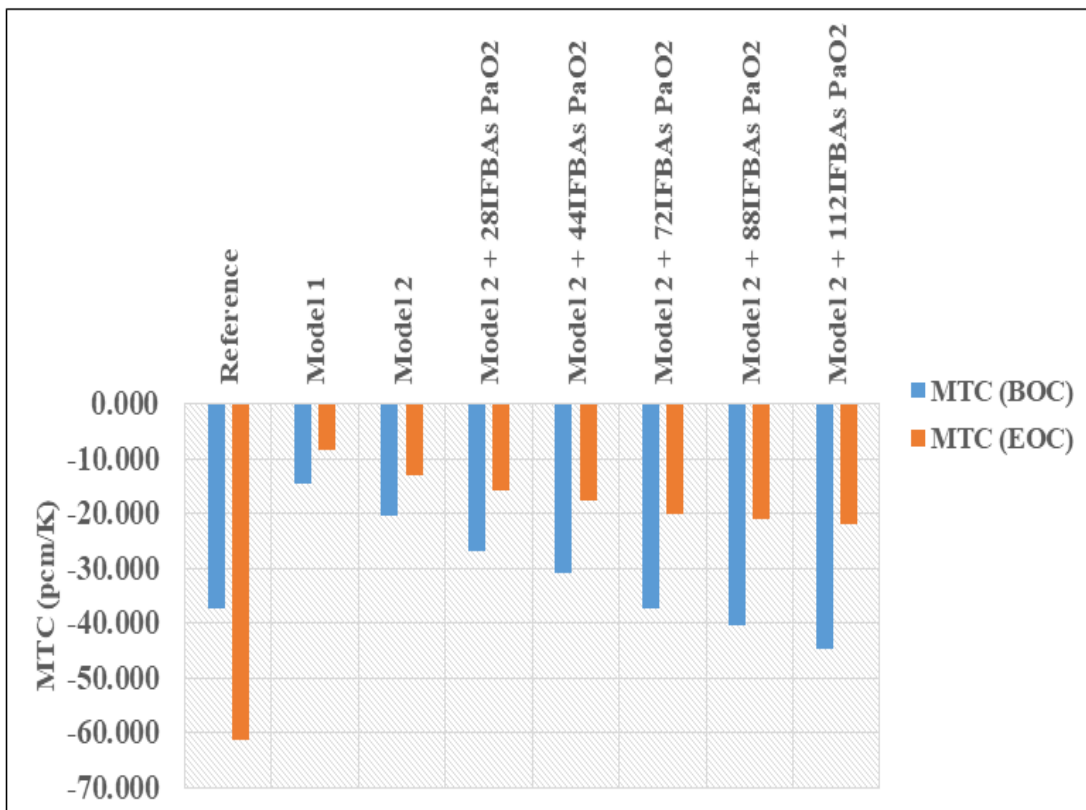
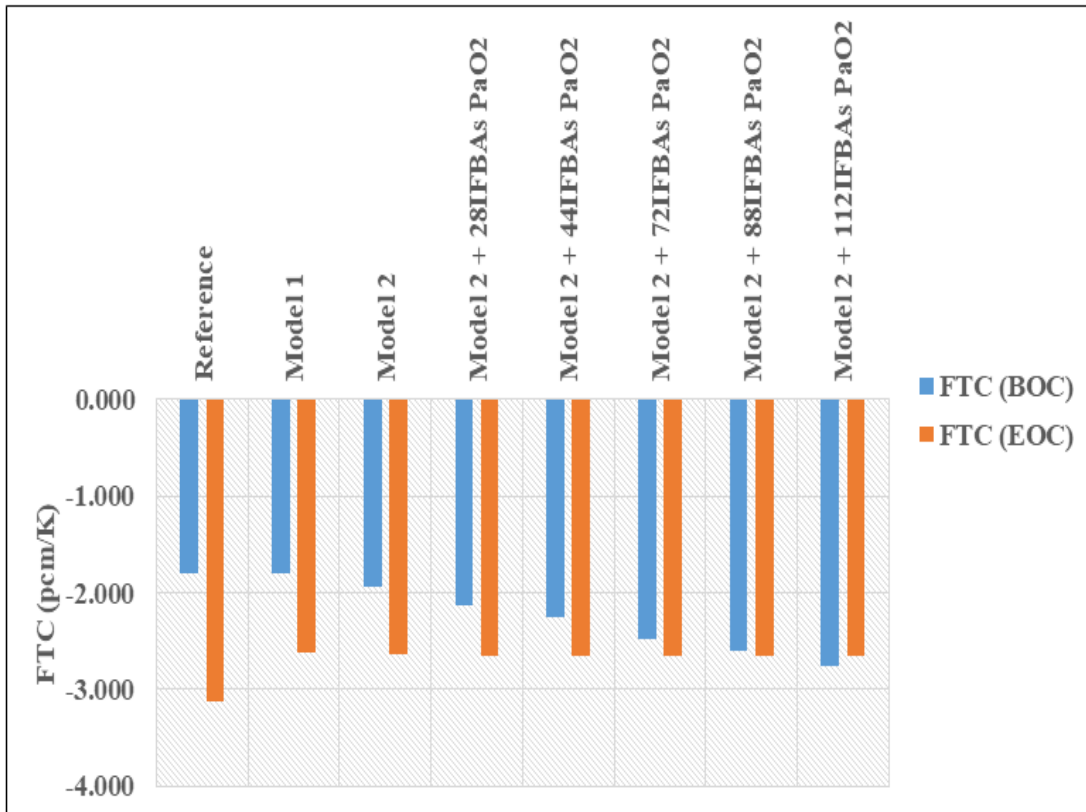


Figure 4. 15. Coefficients de réactivité FTCet MTC au début BOC) et EOC pour les différents cas analysés.

4.5. Conclusion

Étant donné les avantages du thorium en tant que candidat prometteur pour les futures générations de réacteurs, nous avons étudié $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ comme nouvelle option de combustible alternative et l'avons comparée aux combustibles UO_2 et $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ dans un SMR de Westinghouse, spécifiquement le modèle AP300.

Nos résultats indiquent que le combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ a une période critique 14% plus longue que le combustible UO_2 conventionnel sans modifier la structure du réacteur ou les paramètres d'assemblage principaux. Cependant, il est inférieur de 15,20% par rapport à l'option de combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$, en raison de la valeur plus faible de ^{235}U par rapport à ^{233}U . Tout au long du cycle de combustion, les trois conceptions de combustible présentent un retour de réactivité négatif concernant à la fois le combustible et la température du modérateur. L'incorporation de ^{235}U dans le combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$ introduit un retour plus négatif à la fois au début du cycle et à la fin du cycle, assurant la sûreté intrinsèque du SMR avec le combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$. De plus, cette option de combustible réduit efficacement les isotopes de plutonium et les éléments transuraniens tout en abaissant la concentration de poisons du réacteur tels que ^{135}Xe et ^{149}Sm , contribuant ainsi à sa viabilité globale dans les SMR.

L'assurance d'un coefficient de température du modérateur négatif est essentiel pour la sûreté intrinsèque de tout réacteur. Dans la première partie, il a été montré que l'incorporation de ^{235}U dans la composition du combustible améliore la température du modérateur par rapport à $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$, bien qu'il reste moins négatif que le combustible conventionnel UO_2 . Dans la deuxième partie de cette étude, nous avons proposé d'ajouter du PaO_2 en tant qu'absorbeur de neutrons, sous forme d'absorbeurs de neutrons intégrés au combustible (IFBAs), au combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$. Nos simulations ont montré que la réactivité au début du cycle diminuait avec un nombre croissant de IFBAs en raison d'une absorption thermique accrue dans l'ensemble. Les périodes critiques étaient fortement inversement liées au taux de fuite de neutrons. L'utilisation de ^{231}Pa comme absorbeur de neutrons brûlant a amélioré le coefficient de température du combustible et la température du modérateur grâce à une forte absorption thermique et de résonance dans les régions épithermiques.

Conclusion générale

Cette thèse a exploré en profondeur le potentiel du combustible (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 dans les réacteurs à eau pressurisée de type SMR (Small Modular Reactor), en s'appuyant sur une approche neutronique rigoureuse et des analyses comparatives détaillées avec les combustibles conventionnels. L'étude a mis en lumière les avantages notables de ce mélange combustible innovant, tout en identifiant les limites et les défis techniques associés à son utilisation dans un contexte industriel.

Les résultats obtenus démontrent que ce combustible, fondé sur l'association du ^{232}Th , de ^{233}U et de ^{235}U , constitue une solution prometteuse pour améliorer les performances neutroniques des SMR, tout en renforçant leur sûreté intrinsèque. Le remplacement de l'uranium-238 par le thorium-232 contribue à une réduction significative de la production de plutonium et d'autres actinides mineurs à longue durée de vie, éléments notoirement problématiques dans la gestion des déchets nucléaires. Cette caractéristique est particulièrement pertinente dans une perspective de cycle du combustible durable et d'acceptabilité environnementale.

En outre, ce combustible présente l'avantage d'une densité de puissance accrue, ce qui permet d'optimiser le rendement énergétique du cœur sans compromettre les marges de sûreté. L'étude a également révélé que le mélange (^{232}Th - ^{233}U - ^{235}U) O_2 permet de prolonger la période critique du réacteur de 14 % par rapport au combustible UO_2 classique, et cela sans nécessiter de modifications majeures de l'architecture du cœur ni des paramètres d'assemblage, ce qui constitue un atout considérable pour la standardisation des SMR et la réduction des coûts d'ingénierie.

Cependant, malgré ces résultats encourageants, l'introduction de ^{233}U comme isotope fissile principal soulève un défi majeur : le maintien d'un coefficient de température du modérateur (MTC) négatif, qui reste un paramètre fondamental pour garantir la stabilité du réacteur en cas de variation de température. En effet, un MTC positif pourrait compromettre les mécanismes de sûreté passive, en augmentant la réactivité au lieu de la diminuer en cas d'élévation de température.

Pour surmonter cet obstacle, cette recherche propose une solution innovante : l'intégration de dioxyde de protactinium (PaO_2) en tant qu'absorbant intégré de combustible brûlable (IFBA). Ce matériau, grâce à ses propriétés d'absorption thermique et en résonance, permet

d'améliorer à la fois le coefficient de température du modérateur et celui du combustible, contribuant ainsi à la stabilité du réacteur sur l'ensemble du cycle. Cette approche permet également de contrôler la réactivité excédentaire initiale, réduisant ainsi les besoins en systèmes de contrôle externes complexes.

Malgré son potentiel, l'utilisation de PaO_2 dans des conditions de fonctionnement réelles nécessite des investigations plus approfondies, notamment en ce qui concerne son comportement sous irradiation, sa compatibilité physico-chimique avec la matrice d'oxyde mixte, ainsi que sa stabilité mécanique sur les longues périodes de combustion. Ces aspects doivent être examinés à travers des études expérimentales dédiées et des simulations multi-physiques plus avancées.

Les perspectives futures ouvertes par cette recherche sont multiples. L'optimisation du design du cœur pour ce type de combustible est une priorité, en particulier pour adapter la géométrie des assemblages, l'enrichissement optimal en isotopes fissiles, et la répartition spatiale des IFBA. De plus, l'analyse de faisabilité économique et industrielle de ce combustible innovant est indispensable pour son éventuelle intégration dans les chaînes d'approvisionnement des futurs réacteurs SMR.

Par ailleurs, l'étude de nouveaux matériaux absorbants, complémentaires ou alternatifs au PaO_2 , pourrait permettre d'ajuster finement le spectre neutronique et la cinétique de combustion. Ces recherches s'inscrivent dans une logique d'amélioration continue des performances des SMR, tout en garantissant un haut niveau de sûreté passive.

En conclusion, le combustible $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{235}\text{U})\text{O}_2$ constitue une option crédible et techniquement viable pour les réacteurs de petite taille de nouvelle génération. Il offre une solution énergétique plus propre, tout en minimisant les déchets à vie longue et en renforçant la sûreté intrinsèque des systèmes. Les résultats obtenus dans cette thèse montrent que, moyennant des efforts supplémentaires en recherche appliquée, ce combustible pourrait jouer un rôle majeur dans la transition énergétique nucléaire, en particulier dans des environnements où la flexibilité, la sécurité et la compacité des installations sont des critères déterminants.

Références

- [1] T. Jevremovic, Nuclear Principles in Engineering, Springer US, Boston, MA, 2009. <https://doi.org/10.1007/978-0-387-85608-7>.
- [2] W.M. Stacey, Nuclear Reactor Physics: Second Edition, 2007. <https://doi.org/10.1002/9783527611041>.
- [3] D. Bertolloto, P. Frajtag, G. Gaëtan, Flux Neutronique - Théorie et Mesures, (2011).
- [4] J.R. Lamarsh, A.J. Baratta, Introduction to Nuclear Engineering, 2001.
- [5] CANTEACH, (n.d.). <https://canteach.candu.org/Pages/Welcome.aspx>.
- [6] J. Bussac, 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. <https://books.google.co.ma/books?id=2oVPAQAAlAAJ>.
- [7] P. Reuss, Neutron Physics, 2008.
- [8] R. Beauwens, Theorie des reacteurs nucleaires i, 2004.
- [9] A. Chambon, Le Crédit Burn-up des combustibles REP-MOX français: méthodologie et conservatismes associés à l'évaluation JEFF-3.1.1, Université de Grenoble, 2013.
- [10] S.H. ZHENG, Qualification des méthodes de calculs de fluence dans les réacteurs à eau pressurisée. Amélioration du traitement des sections efficaces par la méthode des tables de probabilité, CEA-Saclay, 1994.
- [11] J. Alexis, Études de la convergence d ' un calcul Monte Carlo de criticité : Utilisation d ' un calcul déterministe et détection automatisée du transitoire, Université de Grenoble, 2012. <https://tel.archives-ouvertes.fr/tel-00846504>.
- [12] O. Kabach, R. Nakhli, Modélisation de quelques benchmarks critiques et qualification de certaines bibliothèques des sections efficaces, UNIVERSITÉ MOHAMMED V, n.d.
- [13] E.H. Uguru, S.F. Abdul Sani, M.U. Khandaker, M.H. Rabir, J.A. Karim, D.U. Onah, D.A. Bradley, Burn-up calculation of the neutronic and safety parameters of thorium-uranium mixed oxide fuel cycle in a Westinghouse small modular reactor, Int. J. Energy Res. 45 (2021) 12013–12028. <https://doi.org/10.1002/er.6000>.
- [14] R. Hernandez, N.R. Brown, Potential fuel cycle performance of floating small modular light water reactors of Russian origin, Ann. Nucl. Energy 144 (2020) 107555. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107555>.

- [15] L. Carlson, Z. Wu, J. Olson, L. Liu, A LCOE estimation on HALEU fuels for small modular reactors, *Trans. Am. Nucl. Soc.* 123 (2020) 1073–1075.
<https://doi.org/10.13182/T123-33234>.
- [16] H.K. Joo, J.M. Noh, J.W. Yoo, J.Y. Cho, S.Y. Park, M.H. Chang, Alternative applications of homogeneous thorium-uranium fuel in light water reactors to enhance the economics of the thorium fuel cycle, *Nucl. Technol.* 147 (2004) 37–52.
<https://doi.org/10.13182/NT03-30>.
- [17] D. Raj, U. Kannan, Analysis for the use of thorium based fuel in LWRs, *Ann. Nucl. Energy* 174 (2022) 109162. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109162>.
- [18] Z. Zhang, T. Wu, Y. Wang, S. Chen, C. Yuan, J. Zhu, Core design and neutronic study on small reactor with advanced fuel designs, *Nucl. Mater. Energy* 29 (2021) 101068.
<https://doi.org/10.1016/j.nme.2021.101068>.
- [19] S.B. Alam, B. Almutairi, T. Ridwan, D. Kumar, C.S. Goodwin, K.D. Atkinson, G.T. Parks, Neutronic investigation of alternative & composite burnable poisons for the soluble-boron-free and long life civil marine small modular reactor cores, *Sci. Rep.* 9 (2019) 1–14. <https://doi.org/10.1038/s41598-019-55823-2>.
- [20] J.R. Burns, R. Hernandez, K.A. Terrani, A.T. Nelson, N.R. Brown, Reactor and fuel cycle performance of light water reactor fuel with ²³⁵U enrichments above 5%, *Ann. Nucl. Energy* 142 (2020) 107423. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107423>.
- [21] Westinghouse Electric Company LLC, AP300™ Small Modular Reactor, (2023).
<https://www.westinghousenuclear.com/energy-systems/ap300-smr> (accessed May 19, 2023).
- [22] M.D. Carelli, D.T. Ingersoll, Woodhead Publishing Series in Energy: Number 64 Handbook of Small Modular Nuclear Reactors, Woodhead Publishing, 2015.
- [23] B. Mignacca, G. Locatelli, Economics and finance of Small Modular Reactors: A systematic review and research agenda, *Renew. Sustain. Energy Rev.* 118 (2020) 109519. <https://doi.org/10.1016/j.rser.2019.109519>.
- [24] A. Hedayat, Developing and analyzing long-term fuel management strategies for an advanced Small Modular PWR, *Nucl. Eng. Des.* 313 (2017) 190–213.
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.12.015>.
- [25] G. Markou, F. Genco, Seismic assessment of small modular reactors: NuScale case

- study for the 8.8 Mw earthquake in Chile, *Nucl. Eng. Des.* 342 (2019) 176–204.
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.12.002>.
- [26] L. Carlson, J. Miller, Z. Wu, Implications of HALEU fuel on the design of SMRs and micro-reactors, *Nucl. Eng. Des.* 389 (2022) 111648.
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2022.111648>.
- [27] C.A. Lloyd, T. Roulstone, R.E. Lyons, Transport, constructability, and economic advantages of SMR modularization, *Prog. Nucl. Energy* 134 (2021) 103672.
<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103672>.
- [28] Nuclear Data Center, Table of Nuclides, Nucl. Data Cent. Korea At. Energy Res. Inst. (n.d.). <https://atom.kaeri.re.kr/nuchart/>.
- [29] O. El Kheiri, O. Kabach, A. Chetaine, Neutronic investigation of prospective dual-cooled micro-heterogeneous duplex fuel for small modular long-life reactors: Assembly level design and analysis, *Prog. Nucl. Energy* 160 (2023) 104680.
<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104680>.
- [30] O. El Kheiri, O. Kabach, A. Chetaine, S. Abdelmajid, Application of high-thickness integral fuel burnable absorber ZrB₂ in a dual-cooled micro-heterogeneous duplex fuel for small modular long-life reactor, *Ann. Univ. Craiova, Phys.* 33 (2023) 171–180.
- [31] O. Kabach, Possible Scenarios for a Transition to a Thorium-Based Fuel Cycle in a Pebble-Bed High-Temperature Reactor, Mohammed V University in Rabat, 2021.
- [32] Z. Benrhnia, A. Chetaine, O. Kabach, H. Amsil, A. Benchrif, F. El Banni, Neutronic and burnup characteristics of potential dual-cooled annular (Th-233U-235U)₂O₂ fuel for the advanced pressurized water reactors: An assembly-level analysis, *Int. J. Energy Res.* 46 (2022) 23501–23516. <https://doi.org/10.1002/er.8648>.
- [33] F. El Banni, O. Kabach, A.A. Koua, B.L.H. Gogon, G.A. Monnehan, A. Benchrif, H. Amsil, A. Chetaine, Neutronic feasibility study of (Th-233U)-Zr H 1.65 fuel in a modelled TRIGA research reactor, *J. King Saud Univ. - Sci.* 34 (2022) 101769.
<https://doi.org/10.1016/j.jksus.2021.101769>.
- [34] D. Baldová, Feasibility study on high-conversion Th-U233 fuel cycle for current generation of PWRs, Czech Technical University in Prague, 2014.
- [35] M.S. Kazimi, P. Hejzlar, High Performance Fuel Design for Next Generation PWRs: Final Report, 2006.

- [36] Zhiwen Xu, *Design Strategies for Optimization High Burn-up Fuel in Pressurized Water Reactor Reactors*, Massachusetts Institute of Technology, 2003.
<http://hdl.handle.net/1721.1/16603>.
- [37] K. Insulander Björk, V. Fhager, C. Demazire, Comparison of thorium-based fuels with different fissile components in existing boiling water reactors, *Prog. Nucl. Energy* 53 (2011) 618–625. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2010.03.004>.
- [38] D.Y. Cui, X.X. Li, S.P. Xia, X.C. Zhao, C.G. Yu, J.G. Chen, X.Z. Cai, Possible scenarios for the transition to thorium fuel cycle in molten salt reactor by using enriched uranium, *Prog. Nucl. Energy* 104 (2018) 75–84.
<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2017.09.003>.
- [39] M.H. du Toit, V.V. Naicker, Neutronic design of homogeneous thorium/uranium fuel for 24 month fuel cycles in the European pressurized reactor using MCNP6, *Nucl. Eng. Des.* 337 (2018) 394–405. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.07.023>.
- [40] A.M. Attom, J. Wang, C. Yan, M. Ding, Neutronic analysis of thorium MOX fuel blocks with different driver fuels in advanced block-type HTRs, *Ann. Nucl. Energy* 129 (2019) 101–109. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.01.049>.
- [41] P. Rodriguez, C. V. Sundaram, Nuclear and materials aspects of the thorium fuel cycle, *J. Nucl. Mater.* 100 (1981) 227–249. [https://doi.org/10.1016/0022-3115\(81\)90534-1](https://doi.org/10.1016/0022-3115(81)90534-1).
- [42] Office of Nuclear Regulatory Research, *Safety and Regulatory Issues of the Thorium Fuel Cycle*, 2013.
- [43] S.B. Alam, D. Kumar, B. Almutairi, P.K. Bhowmik, C. Goodwin, G.T. Parks, Small modular reactor core design for civil marine propulsion using micro-heterogeneous duplex fuel. Part I: Assembly-level analysis, *Nucl. Eng. Des.* 346 (2019) 157–175.
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.03.005>.
- [44] M. Bourquin, *Thorium Energy for the World*, Springer International Publishing, Cham, 2016. <https://doi.org/10.1007/978-3-319-26542-1>.
- [45] A. Radkowsky, A. Galperin, The Nonproliferative Light Water Thorium Reactor: A New Approach to Light Water Reactor Core Technology, *Nucl. Technol.* 124 (1998) 215–222. <https://doi.org/10.13182/NT98-A2921>.
- [46] A. Galperin, E. Shwageraus, M. Todosow, Assessment of Homogeneous Thorium/Uranium Fuel for Pressurized Water Reactors, *Nucl. Technol.* 138 (2002)

- 111–122. <https://doi.org/10.13182/NT01-21>.
- [47] M. Todosow, A. Galperin, S. Herring, M. Kazimi, T. Downar, A. Morozov, Use of Thorium in Light Water Reactors, *Nucl. Technol.* 151 (2005) 168–176. <https://doi.org/10.13182/NT151-168>.
- [48] E. Shwageraus, P. Hejzlar, M.S. Kazimi, Use of Thorium for Transmutation of Plutonium and Minor Actinides in PWRs, *Nucl. Technol.* 147 (2004) 53–68. <https://doi.org/10.13182/NT04-A3514>.
- [49] E. Fridman, S. Kliem, Pu recycling in a full Th-MOX PWR core. Part I: Steady state analysis, *Nucl. Eng. Des.* 241 (2011) 193–202. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2010.10.036>.
- [50] O. Kabach, A. Chetaine, A. Benchrif, H. Amsil, Neutronic investigation of the thorium-based mixed-oxide as an alternative fuel in the TRIGA Mark-II research reactor – Part I: A beginning of life calculations, *Ann. Nucl. Energy* 140 (2020) 107075. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107075>.
- [51] O. Kabach, A. Chetaine, A. Benchrif, H. Amsil, F. El Banni, A comparative analysis of the neutronic performance of thorium mixed with uranium or plutonium in a high-temperature pebble-bed reactor, *Int. J. Energy Res.* 45 (2021) 16824–16841. <https://doi.org/10.1002/er.6935>.
- [52] Y. Pérez, C.R. García, F.L. Mena, L. Castro, Coupled Analysis of Thorium-based Fuels in the High-Performance Light Water Reactor Fuel Assembly, *Atom Indones.* 47 (2021) 141–150. <https://doi.org/10.17146/aij.2021.1081>.
- [53] R. Alvarez, Managing the uranium-233 stockpile of the United States, *Sci. Glob. Secur.* 21 (2013) 53–69. <https://doi.org/10.1080/08929882.2013.754311>.
- [54] Nuclear Energy Agency, Introduction of thorium in the nuclear fuel cycle, 2015. <https://doi.org/10.1787/9789264241732-en>.
- [55] K. Anantharaman, V. Shivakumar, D. Saha, Utilisation of thorium in reactors, *J. Nucl. Mater.* 383 (2008) 119–121. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2008.08.042>.
- [56] A. Shelley, F. Sharmin, B. Dipa, M.H. Ovi, M. Salahuddin, Three-stage fuel option for VVER-1200 reactor, *Ann. Nucl. Energy* 171 (2022) 109025. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109025>.

- [57] P. Balakrishna, ThO₂ and (U,Th)O₂ processing—A review, *Nat. Sci.* 04 (2012) 943–949. <https://doi.org/10.4236/ns.2012.431123>.
- [58] G.L. de Stefani, J.R. Maiorino, J.M. de Losada Moreira, The AP-Th 1000 - An advanced concept to use MOX of thorium in a closed fuel cycle, *Int. J. Energy Res.* (2020) 1–14. <https://doi.org/10.1002/er.5421>.
- [59] O. Kabach, E.M. Chakir, H. Amsil, Innovative burnable absorbers: Assessing PaO₂ and NpO₂ coatings for improved safety in (Th-233U-235U)O₂ fuel assemblies, *Nucl. Eng. Des.* 421 (2024) 113086. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113086>.
- [60] M. Lkouz, O. Kabach, A. Chetaine, Enhancing temperature reactivity coefficients in SMR Reactor with (Th²³³U-²³⁵U)₂ fuel through PaO₂ as a burnable absorber, *Ann. Univ. Craiova, Phys.* 33 (2023) 181–190.
- [61] M. Lkouz, O. Kabach, A. Chetaine, A. Saidi, T. Bouassa, Revolutionizing LWR SMR reactors: exploring the potential of (Th-²³³U-²³⁵U)O₂ fuel through a parametric study, *Energy Sources, Part A Recover. Util. Environ. Eff.* 45 (2023) 10162–10175. <https://doi.org/10.1080/15567036.2023.2243859>.
- [62] T. Bouassa, O. Kabach, A. Chetaine, Z. Benrhnia, F. El Banni, A. Saidi, Parametric neutronic analysis of different cladding options for ThO₂ pellet of advanced dual-cooled annular PWR assembly, *Nucl. Eng. Des.* 414 (2023) 112533. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112533>.
- [63] Z. Benrhnia, O. Kabach, A. Chetaine, A. Saidi, Analysis of reactivity control coefficients and the stability of an AP1000 reactor assembly fueled with (Th-²³³U)O₂ using DRAGON code, *Ann. Univ. Craiova, Phys.* 32 (2022) 88–102.
- [64] F. El Banni, O. Kabach, A. Boko, B.L.H. Gogon, A.A. Koua, G.A. Monnehan, A. Benchrif, H. Amsil, A. Chetaine, Neutronic investigation of a VVER-1200 (Th-²³³U)O₂ fuel assembly with protactinium oxide as a burnable absorber coated on the outer surface of the fuel rods, *Energy Sources, Part A Recover. Util. Environ. Eff.* 44 (2022) 7650–7664. <https://doi.org/10.1080/15567036.2022.2116506>.
- [65] O. Kabach, A. Chetaine, A. Benchrif, H. Amsil, The use of burnable absorbers integrated into TRISO/QUADRISO particles as a reactivity control method in a pebble-bed HTR reactor fuelled with (Th,²³³U)O₂, *Nucl. Eng. Des.* 384 (2021) 111476. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111476>.

- [66] A.A. Galahom, M.Y.M. Mohsen, N. Amrani, Explore the possible advantages of using thorium-based fuel in a pressurized water reactor (PWR) Part 1: Neutronic analysis, *Nucl. Eng. Technol.* (2021). <https://doi.org/10.1016/j.net.2021.07.019>.
- [67] A. Abdelghafar Galahom, A. Ibrahim, Integrated analysis to investigate the viability of using Thorium-based fuel instead of traditional fuel in CANDU reactor, *Nucl. Eng. Des.* 398 (2022) 111969. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2022.111969>.
- [68] N. Deng, T. Yu, J. Xie, Z. Chen, Q. Xie, P. Zhao, Z. Liu, W. Zeng, Neutronic study of utilization of discrete thorium-uranium fuel pins in CANDU-6 reactor, *Nucl. Eng. Technol.* 51 (2019) 377–383. <https://doi.org/10.1016/j.net.2018.10.022>.
- [69] L. Belle, R.M. Berman, Thorium dioxide: properties and nuclear applications (DOE/NE--0060), United States, 1984.
http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:16071971.
- [70] IAEA, IAEA-TECDOC-1319, in: Thorium Fuel Util. Options Trends, 2002.
- [71] K. Insulander Björk, Thorium Fuels for Light Water Reactors Steps towards commercialization, Chalmers University of Technology, 2015.
- [72] A. Erfaninia, A. Hedayat, S.M. Mirvakili, Neutronic study of a new generation of the small modular pressurized water reactor using Monte-Carlo simulation, *Prog. Nucl. Energy* 93 (2016) 218–230. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2016.08.012>.
- [73] Y. Liang, B. Lan, Q. Zhang, M. Seidl, X. Wang, Neutronic analysis of silicon carbide Cladding-ATF fuel combinations in small modular reactors, *Ann. Nucl. Energy* 173 (2022) 109120. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109120>.
- [74] IAEA, Status of Innovative Small and Medium Sized Reactor Designs 2005, 2006.
- [75] L.M. Krall, A.M. Macfarlane, R.C. Ewing, Nuclear waste from small modular reactors, *Proc. Natl. Acad. Sci.* 119 (2022). <https://doi.org/10.1073/pnas.2111833119>.
- [76] M. Peng, Y. Liu, Y. Zou, Y. Dai, Preliminary Design and Study of a Small Modular Chlorine Salt Fast Reactor Cooled by Supercritical Carbon Dioxide, *Energies* 16 (2023) 4862. <https://doi.org/10.3390/en16134862>.
- [77] G.L. de Stefani, D.M.E. Gonçalves, C. Raitz, M. V. da Silva, C.J.C.M.R. da Cunha, Feasibility to Convert the NuScale SMR from UO₂ to a Mixed (U, Th)O₂ Core: A Parametric Study of Fuel Element—Seed-Blanket Concept, *World J. Nucl. Sci.*

- Technol. 13 (2023) 11–28. <https://doi.org/10.4236/wjnst.2023.132002>.
- [78] A.M. Attom, J. Wang, J. Huang, C. Yan, M. Ding, Comparison of homogeneous and heterogeneous thorium fuel blocks with four drivers in advanced high temperature reactors, *Int. J. Energy Res.* 44 (2020) 5713–5729. <https://doi.org/10.1002/er.5330>.
- [79] J. Li, X. Li, J. Cai, Neutronic characteristics and feasibility analysis of micro-heterogeneous duplex ThO₂-UO₂ fuel pin in PWR, *Nucl. Eng. Des.* 382 (2021) 111382. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111382>.
- [80] G. Marleau, A. Hebert, R. Roy, A. Hébert, A USER GUIDE FOR DRAGON VERSION5, 2021.
- [81] A. Hébert, Draglib Download Page, (2008).
<https://www.polymtl.ca/merlin/libraries.htm> (accessed June 10, 2016).
- [82] R. Akbari-Jeyhouni, D. Rezaei Ochbelagh, J.R. Maiorino, F. D’Auria, G.L. de Stefani, The utilization of thorium in Small Modular Reactors – Part I: Neutronic assessment, *Ann. Nucl. Energy* 120 (2018) 422–430.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.06.013>.
- [83] Westinghouse Electric Company LLC, Chapter 4.3 Nuclear Design AP1000 DCD, 2004. <https://www.nrc.gov/docs/ML0507/ML050750282.pdf>.
- [84] G. Laranjo de Stefani, J.M. Losada Moreira, J.R. Maiorino, P.C. Russo Rossi, Detailed neutronic calculations of the AP1000 reactor core with the Serpent code, *Prog. Nucl. Energy* 116 (2019) 95–107. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2019.03.030>.
- [85] Z. Xu, Y. Otsuka, P. Hejzlar, M.S. Kazimi, M.J. Driscoll, High-performance annular fuel reactor physics and fuel management, *Nucl. Technol.* 160 (2007) 63–79.
<https://doi.org/10.13182/NT07-A3884>.
- [86] B. Dodd, T. Britt, C. Lloyd, M. Shah, B. Goddard, Novel homogeneous burnable poisons in pressurized water reactor ceramic fuel, *Nucl. Eng. Technol.* 52 (2020) 2874–2879. <https://doi.org/10.1016/j.net.2020.05.021>.
- [87] S.M. Reda, S.S. Mustafa, N.A. Elkhawas, Investigating the Performance and safety features of Pressurized water reactors using the burnable poisons, *Ann. Nucl. Energy* 141 (2020) 107354. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107354>.
- [88] H.N. Tran, V.K. Hoang, P.H. Liem, H.T.P. Hoang, Neutronics design of VVER-1000

- fuel assembly with burnable poison particles, *Nucl. Eng. Technol.* 51 (2019) 1729–1737. <https://doi.org/10.1016/j.net.2019.05.026>.
- [89] A. Benchrif, A. Chetaine, H. Amsil, Benchmark results for the “BWR-PB” fuel assembly based on pebble-bed coated particles with uranium dioxide and gadolinia poison, *Nucl. Eng. Des.* 239 (2009) 1148–1154. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.02.001>.
- [90] G.G. Kulikov, A.N. Shmelev, N.I. Geraskin, E.G. Kulikov, V.A. Apse, Advanced nuclear fuel cycle for the RF using actinides breeding in thorium blankets of fusion neutron source, *Nucl. Energy Technol.* 2 (2016) 147–150. <https://doi.org/10.1016/j.nucet.2016.05.014>.
- [91] G.G. Kulikov, E.G. Kulikov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, Protactinium-231 – New burnable neutron absorber, *Nucl. Energy Technol.* 3 (2017) 255–259. <https://doi.org/10.1016/j.nucet.2017.10.002>.