Dossier d’Alternance présenté par : **Fabien Boulland**

Spécialité : **Sciences et Technologies Nucléaires 1ère année**

Promotion : **2013-2016**

Antenne Alternance Saint-Denis de l’EICnam

**Modèles d’épuisement pour l’optimisation du combustible d’un petit réacteur à neutrons rapides fonctionnant sans rechargement**

Réalisé au sein de l’entreprise :

ALTRAN EILIS

|  |  |
| --- | --- |
| Tuteur enseignant : | [GALICHET Emmanuelle](javascript:ouvreFenetre('./visu_info_intervenant.php?uid=abb_6_1_1_51d2f4432b4a9&intervenant_id=201113651','height=480')) |
| Membre enseignant : | GALICHET Emmanuelle |
| Tuteur entreprise : | JACQUET Philippe (ALTRAN) |
| Membre entreprise : | SECHAUD Matthieu (AREVA NP) |

eicnam

Remerciements

Ce mémoire a été réalisé au sein de l’entreprise ALTRAN Technologies dans le département Energy Industry and Life Science (EILiS).

Je souhaite tout d’abord à adresser mes remerciements à l’ingénieur docteur Philippe Jacquet, mon tuteur en entreprise, pour ses nombreux conseils et pour m’avoir permis de débuter mon apprentissage dans de bonnes conditions de travail.

Je remercie également l’ensemble du plateau ALTRAN et plus particulièrement les ingénieurs Moaad Bouzekri, Stéphane Depoisier, Jean-François Delmond, Benjamin Braunn, ainsi qu’Imed Limaiem pour leur disponibilité, leurs conseils techniques et leur bonne humeur qui ont largement contribués à mon intégration au sein de l’équipe.

Pour finir, je tiens à remercier madame Emmanuelle Galichet, ma tutrice enseignante, ainsi que tout le corps enseignant de la formation Sciences et Technologies du Nucléaire pour leurs enseignements.

Abréviations

|  |  |
| --- | --- |
| **Abréviation** | **Nom complet** |
| EPR | European Pressurized Reactor |
| gif | Generation IV International Forum |
| RNR | Réacteur à Neutrons Rapides |
| SMR | Small Modular Reactor |

Table des matieres

[1. Introduction generale Erreur ! Signet non défini.](#_Toc393985317)

[1.1. Contexte actuel **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985318)

[1.2. Les reacteurs de 4eme generations **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985319)

[1.3. Definition et caracteristiques du smr **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985320)

[2. Présentation de l’entreprise  Erreur ! Signet non défini.](#_Toc393985317)

[2.1. Présentation **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985318)

[2.2. Ma place dans l’entreprise **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985319)

[2.3. Contexte de l’étude présentée **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985320)

[3. developpement d’un modele d’epuisement Erreur ! Signet non défini.](#_Toc393985322)

[3.1. Presentation de l’étude et du preconcept etudie **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985323)

[3.2. Equation de bateman **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985324)

[3.2.1. Epuisement sans flux **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985341)

[3.2.2. Epuisement avec flux **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985341)

[4. DEVELOPPEMENT DU MODELE SIMPLIFIE Erreur ! Signet non défini.](#_Toc393985326)

[4.1. Résolution analytique à l’aide de methode numerique **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985327)

[4.2. Simplification du modele **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985329)

4.3. Validation du modèle **Erreur ! Signet non défini.**

[4.3.1. Code DRAGON **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985341)

[4.3.2. Code VESTA **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985341)

[4.4. Conclusion du modèle simplifié **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985331)

[5. exploitation de resultats Erreur ! Signet non défini.](#_Toc393985344)

[5.1. Création de tâches **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985331)

[5.2. Analyse physique **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985331)

[5.3. Conclusion **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985331)

[6. conclusion generale Erreur ! Signet non défini.](#_Toc393985344)

[6.1. Perspective de l’étude **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985331)

[6.2. Bilan **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393985331)

Liste des tableaux

[Tableau 1. Caractéristiques des principaux accidents d’éjection de grappes **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879604)

[Tableau 2. Caractéristiques des principaux transitoires d'extraction de grappes **Erreur ! Signet non défini.**](file:///D:\users\ahijaz.EUROPE\Desktop\memoire_Akim230714_v1.docx#_Toc393879605)

[Tableau 3. Séquence des événements du transitoire EDG-MT **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879606)

[Tableau 4. Séquence des évènements EDG-MT cas PPZR-A **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879607)

[Tableau 5. Séquence des évènements du transitoire avec cumul MDTE cas RDS-B **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879608)

[Tableau 6. Séquence des évènements du transitoire d'EDG-MT cas SRDS-C0 **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879609)

[Tableau 7. Différences entre les transitoires de référence et les sensibilités **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879610)

[Tableau 8. Tableaux des résultats de MA obtenus et leurs instants **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879611)

[Tableau 9. Cas PPZRA: zonage en température et en cb du cœur à l’instant pénalisant pour le calcul de MA **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879612)

[Tableau 10. Pénalités et incertitudes nécessaires au calcul de MA (référence [2]) **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879613)

[Tableau 11. Résultats des Keff SMART nécessaire pour le calcul MA **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879614)

[Tableau 12. Pénalités et incertitudes à considérer dans le calcul de MA **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879615)

[Tableau 13. Catégories de transitoire et leurs caractéristiques **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879616)

[Tableau 14. Calcul du CDM: tableau des résultats transitoire PPZRA **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879617)

[Tableau 15. Tableau des résultats d'efficacité du bore obtenus dans le cas SRDS-B2 **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879618)

[Tableau 16. Hypothèses hydrauliques et neutroniques de chaque état **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879619)

[Tableau 17. Valeurs de la température de l'eau en entrée du coeur de l'état final par zone **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879620)

[Tableau 18. Résultats des calculs de MAR **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393879621)

Liste des FIGURES

[Figure 1. Diagramme de Farmer **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718528)

[Figure 2. Comparaison de l’évolution de la CB et de la température de la branche chaude 1 et 2 en fonction du temps entre le cas de référence et la sensibilité PPZR-A **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718529)

[Figure 3. Evolution de la pression du RCP en fonction du temps et les seuils d’activation du RBS et de l’IS **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718530)

[Figure 4. Evolution du niveau pressuriseur en fonction du temps **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718531)

[Figure 5. Débit ARE au cours du temps **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718532)

[Figure 6. Evolution de la puissance échangée au GV au cours du temps **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718533)

[Figure 7. Evolution de la température du RCP dans le transitoire de référence RDS-B **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718534)

[Figure 8. Cas SRDS-B-2: Evolution tu transitoire en fonction du temps **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718535)

[Figure 9. Puissance évacuée au GV au cours du transitoire **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718536)

[Figure 10. Evolution du débit de l'IS et du RBS dans chacune des boucles en fonction du temps **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718537)

[Figure 11. Evolution de la CB à l'entrée du coeur au cours du transitoire **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718538)

[Figure 12. Evolution de la température et de la CB au cours du transitoire SRDS-C-0 **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718539)

[Figure 13. Evolution de la pression dans le pressuriseur au cours du transitoire **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718540)

[Figure 14. Evolution de la pression dans le GV1 au cours du transitoire **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718541)

[Figure 15. Evolution de la puissance au GV au cours du transitoire **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718542)

[Figure 16. Comparaison entre la température de la branche chaude du RCP et la température dans le GV au cours du transitoire **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718543)

[Figure 17. Chaîne de calcul SMART-COPILOTE **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718544)

[Figure 18. Cas PPZRA: évolution de la MA en fonction du temps **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718545)

[Figure 19. Cas SRDSC0: évolution de la MA en fonction du temps **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718546)

[Figure 20. Cas SRDB2: évolution de la MA en fonction du temps **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718547)

[Figure 21. Calcul du CDM: Relation entre la réactivité et la température **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718548)

[Figure 22. Calcul du CDM: évolution du Keff en fonction de la densité modérateur **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718549)

[Figure 23. Calcul du CDM: évolution de la densité du modérateur en fonction du temps **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718550)

[Figure 24. Calculs de MAR TGI – Enchaînement des calculs **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718551)

[Figure 25. Evolution de la MAR en fonction du NP **Erreur ! Signet non défini.**](#_Toc393718552)

# INTRODUCTION GENERALE

## Contexte actuel

A partir des années 70, l’augmentation durable du prix du pétrole, les objectifs de sécurité énergétique et les perspectives de plus en plus contraignantes de réduction des émissions de CO2 ont suscité une renaissance des nouveaux projets de constructions de centrales nucléaires. Ils ont été suivis cependant d’une interruption des investissements de projets nucléaires aux États-Unis et en Europe à la suite des accidents de Three Miles Island (1979) et de Tchernobyl (1986).

Après la prise de conscience du réchauffement climatique, le concept de développement durable émerge et l’énergie nucléaire suscite un regain d’intérêt. Cela s’explique par le fait que l’énergie nucléaire émet très peu de quantité de gaz à effet de serre contrairement aux énergies fossiles. L’énergie nucléaire affiche ainsi une progression et une évolution dynamique tant sur le plan technique qu’industriel. Les réacteurs de 3ème génération sont en cours de construction, notamment le réacteur conçu par Areva : l’EPR, en construction à Flamanville (France), Olkiluoto (Finlande), Taishan (Chine) et en projet à Hinkley Point (Angleterre).

Le nucléaire produit, dans le monde et en France, respectivement 17% et 75% de l’électricité. Les scientifiques du monde entier travaillent déjà au développement des réacteurs de 4ème génération qui seront probablement en exploitation durant la deuxième moitié du 21e siècle.

## Les réacteurs 4eme génération

En vue du développement des réacteurs de 4ème génération, le GIF (Generation IV International Forum) a été créé par 9 pays en 2000. Aujourd’hui, il en compte 12 : l’Afrique du Sud, l’Argentine, le Brésil, le Canada, la Chine, la Corée du Sud, les Etats-Unis, la France, la Grande-Bretagne, le Japon, la Russie et la Suisse ainsi que la Communauté Européenne de l’Energie Atomique (EURATOM). Le but de ce forum est de promouvoir le développement d’ici 2040 de nouveaux réacteurs et de nouveaux cycles de combustibles permettant de réduire la consommation des ressources, la quantité de déchets radioactifs et les possibilités de prolifération nucléaire (détournement des technologies civiles pour la confection d’armes nucléaires).

Le GIF a retenu six types de réacteurs nucléaires comme étant les technologies les plus prometteuses pour les prochaines décennies:

* Molten Salt Reactor : Réacteur à neutrons rapides à sels fondus
* Gas‐Cooled Fast Reactor : Réacteur à neutrons rapides à caloporteur gaz
* Lead-Cooled Fast Reactor : Réacteur à neutrons rapides à caloporteur plomb
* Sodium‐Cooled Fast Reactor : Réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium
* Supercritical Water Cooled Reactor : Réacteur à neutrons thermiques à eau supercritique
* Very High Temperature Reactor : Réacteur à neutrons thermiques à très haute température

Le préconcept retenu pour cette étude par ALTRAN est un petit réacteur de type « à neutrons rapides refroidi au gaz ».

## Définition et caractéristiqueS dES SMR

Selon l’AIEA, les réacteurs de petites et moyennes puissances (SMR, Small Modular Reactor) ont une puissance électrique comprise entre 300MWe et 700 MWe. Il y a aujourd’hui intérêt croissant pour développer ce type de réacteur. En effet, on compte actuellement 131 SMR en exploitation dans 26 pays, soit une capacité de 59 GWe et 14 SMR en construction dans six pays tel que l’Argentine, la Chine, l’Inde, le Pakistan, la Russie et la Slovaquie.

Outre l’aspect de puissance et de taille qui caractérise les SMR, ils ont d’autres propriétés intéressantes qui découlent de ces deux caractéristiques :

* Le délai de construction est réduit : Le début du retour d’investissement est donc plus rapide ;
* De plus, avec leur cout unitaire plus faible, ils offrent une meilleure gestion des risques financiers, c’est donc une option intéressante pour les pays en voie de développement ;
* La co-génération est possible grâce à leur modularité, les SMR peuvent être utilisés dans d’autres applications industrielles telles que le chauffage urbain, le dessalement de l’eau et la production d’hydrogène ;
* La conception du réacteur est simplifiée, en intégrant la totalité du circuit primaire dans la cuve ;
* La faible puissance du SMR, en particulier volumique, contribue à une meilleure sûreté passive. Les préconcepts actuels visent l’autonomie des installations : les réacteurs ne nécessiteraient ainsi d’intervention humaine ni en fonctionnement, ni en situations incidentelles ou accidentelles. ;
* La réduction de la maintenance et la capacité à fournir de la chaleur et de l’électricité pendant des années sans recharger le combustible a pour effet d’augmenter grandement son temps de fonctionnement ;
* Le SMR est également adapté aux régions reculées possédant un réseau haute tension peu développées. En effet il est possible de transporter un SMR sur un navire pour alimenter et chauffer une ville puis retirer le SMR quand son temps de fonctionnement est achevé ;
* Pour finir, cette technologie n’est pas une utopie mais bien un projet d’actualité[[1]](#footnote-2) : elle existe déjà pour la propulsion navale telle que les sous-marins et les navires et suscite l’intérêt des électriciens du monde entier. Par exemple la société russe ROSATOM planifie de mettre à l’eau un brise-glace géant en 2015, équipé de deux réacteurs RITM-200 de 55Mwe chacun, fonctionnant sans rechargement jusqu’à 40 ans (voir référence [X]).

# PRESENTATION DE L’ENTREPRISE

## Présentation

ALTRAN est une société de conseil en ingénierie fondée en 1982 par Alexis Kniazeff et Hubert Martigny. ALTRAN s’est rapidement imposé comme leader européen de son secteur sur l’ensemble des métiers de l’ingénierie : automobile, ferroviaire, aéronautique, télécommunication et énergie.

Considéré comme un partenaire stratégique de grandes industries, ALTRAN accompagne ses clients tout au long de leur processus d’innovation. Elle mène différentes études allant de la recherche fondamentale appliquée jusqu’aux procédés d’innovation. Avec une dimension internationale, ALTRAN est présent dans plus de 20 pays à travers le monde.

Afin de mieux saisir l’étendue de ses missions et moyens, voici quelques chiffres clés :

* Chiffres d’affaire 2013 : 1 633 M€.
* Plus de 21000 collaborateurs en 2014.
* 500 clients majeurs dans le monde entier.
* 80 filiales présentes dans plus de 20 pays en Europe, Amérique latine, aux États-Unis et en Asie.

ALTRAN est composée de deux grandes entités (voir illustration en Figure 1):

* ALTRAN TI : Technology et Industrie qui comprend :
* ALTRAN AIT: Automobile, Infrastructure and Transportation.
* ALTRAN EILiS: Energy, Industry and Life Science.
* ALTRAN ASD: Aerospace and Defense.
* ALTRAN FG/TEM est constitué de:
* ALTRAN FG: Finance and Government.
* ALTRAN TEM: Telecom and Media.

Figure 1 : Organigramme d’ALTRAN

## Ma place dans l’entreprise

L’étude qui fait l’objet de ce rapport a été effectuée dans la division Energy, Industry and Life Science (EILiS). Ce centre réalise des études pour AREVA et s’intéresse principalement aux problèmes énergétiques et prend en charge, en particulier, les études de sûreté des réacteurs français existants et en construction (EPR) :

* Modélisation de transitoires incidentels, accidentels et de fonctionnement normal ;
* Calculs scientifiques consistant à développer et utiliser des méthodes, procédures, jeux de données afin de réaliser des simulations, d’extraire les résultats pour ainsi les valoriser dans un document d’ingénierie ;
* Etudes de sensibilités et d’analyse de données permettant d’apporter des réponses quant à l’importance de chaque paramètre dans un scénario de transitoire donné ;
* Vérification d’études indépendantes afin de contrôler et de s’assurer qu’une étude réponde aux exigences énoncées.

Je suis donc apprenti ingénieur chez ALTRAN dans la division EILiS au sein du plateau situé à AREVA La Défense.

## Contexte de l’étude présentée

Le secteur de l’énergie nucléaire se compose d’industriels leader dans la conception des centrales destinées au marché mondial et de challengers se concentrant sur des activités intellectuelles techniquement pointues à forte valeur ajoutée. La conception d’un réacteur innovant est une opération complexe, pour laquelle il n’existe pas de méthodologie traditionnelle. Dans le cadre de ses activités de R&D dédiées au secteur des réacteurs nucléaires, ALTRAN s’intéresse à l’application de différentes méthodes très innovantes à la problématique de préconception des SMR.

C’est dans ce contexte qu’ALTRAN a lancé le projet PHR. L’objectif de ce projet est de définir un nouveau préconcept innovant de SMR répondant à un cahier de charge ambitieux en termes de sûreté, compétitivité économique et gestion des déchets à vie longue.

# PROBLEMATIQUE

## PRESENTATION de l’etude

Dans le cadre de la préconception d’un SMR de type « pile », un des objectifs de performance les plus contraignants est le maintien en service du réacteur pendant une durée importante de plusieurs années sans rechargement, avec une puissance non dérisoire évidemment. La réalisation de cet objectif est possible grâce au dimensionnement du système de contrôle de la réactivité qui permet de garder le réacteur critique pendant toute sa durée de fonctionnement. Toutefois ce système, qu’il soit de type « barre de poisons », « réflecteur mobile », « barre de combustible », etc., est technologiquement limité[[2]](#footnote-3). L’optimisation de la perte de la réactivité[[3]](#footnote-4) au cours de l’épuisement du combustible est donc une nécessité : ce dernier point est particulièrement conditionné à la qualité du vecteur Pu[[4]](#footnote-5) composant le combustible du cœur du réacteur.

Dans le cadre des études des réacteurs innovants, la problématique relative au vecteur Pu se résume généralement à l’étude du cycle d’équilibre, c’est-à-dire du cycle représentatif d’un cœur après N rechargements d’une fraction 1/N du combustible du cœur. Dans le cadre d’un réacteur sans rechargement, la problématique de l’optimisation du vecteur Pu initial chargé dans le cœur est innovante. Une étude antérieure réalisée par ALTRAN a montré qu’elle était aussi essentielle : tous les vecteurs Pu disponibles « sur le marché » (voir Tableau 1) ne permettent pas d’approcher les performances affichées des autres SMR à neutrons rapides comme par exemple, le réacteur 4S de Toshiba (voir référence [X]).

L’objectif de ce travail est d’étudier la faisabilité d’un contrôle de la population des noyaux lourds des combustibles par épuisement naturel et par épuisement en réacteur d’irradiation. A cette fin il est nécessaire de simuler de nombreuses évolutions de la composition du combustible sur de longues périodes, avec des caractéristiques d’irradiation et de refroidissement variées. Pour cela, il faut développer un modèle d’épuisement performant et précis. Les noyaux étudiés sont essentiellement les isotopes impactant la réactivité des cœurs de réacteurs à neutrons rapides.

|  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| **Vecteur Pu** | **Pu238** | **Pu239** | **Pu240** | **Pu241** | **Pu242** | **Am241** |
| **PWR – 33000MWj/t** | 1,3 | 56,6 | 23,2 | 13,9 | 4,7 | 0,3 |
| **PWR – 43000MWj/t** | 2 | 52,5 | 24,1 | 14,7 | 6,2 | 0,5 |
| **PWR – 53000MWj/t** | 2,7 | 50,4 | 24,1 | 15,2 | 7,1 | 0,5 |
| **BWR - 30400 MWj/t** | 0 | 56,8 | 23,8 | 14,3 | 5,1 | 0 |
| **CANDU - 7500 MWj/t** | 0 | 66,6 | 26,6 | 5,3 | 1,5 | 0 |
| **AGR - 18000 MWj/t** | 0,6 | 53,7 | 30,8 | 9,9 | 5 | 0 |
| **Magnox - 3000 MWj/t** | 0,1 | 80 | 16,9 | 2,7 | 0,3 | 0 |
| **Magnox - 5000 MWj/t** | 0 | 68,5 | 25 | 5,3 | 1,2 | 0 |
| **GFR - Pu2035** | 3,6 | 47,4 | 29,6 | 8,2 | 10,4 | 0,8 |
| **Toshiba ‘4S’** | 0 | 66 | 27 | 2 | 5 | 0 |

Tableau 1 : Listes de vecteurs potentiellement exploitables (voir références [X] [X] [X] )

## Equation de Bateman

L’étude de la population de noyaux lourds dans le combustible conduit à résoudre les équations de Bateman. Ces dernières décrivent l’évolution temporelle de la concentration de chaque noyau par un bilan de chaque terme de disparition et d’apparition. L’équation générale de Bateman est la suivante :

Avec :

* : La concentration de l’isotope i
* : La section efficace des réactions conduisant à la formation de l'isotope i à partir de l'isotope j
* : Le rendement de fission de l'isotope i
* : La section de fission de l'isotope j
* : La constante de décroissance radioactive de l'élément j qui conduit à la formation de l'isotope i
* : La section d'absorption de l'isotope i
* : La constante de décroissance radioactive de l'isotope i
* : Le flux neutronique

Cette équation générale doit être simplifiée afin de l’adapter au problème que l’on souhaite modéliser. Dans les prochains chapitres présentent la chaine de décroissance restreinte et les déclinaisons des équations de Bateman sans et avec flux.

### Chaine d’évolution restreinte

Pour calculer l’équation de Bateman pour chaque isotope, il est nécessaire de prendre compte l’évolution des noyaux lourds soumis à un flux neutronique. Cette chaine illustrée en Figure 2 représente l’évolution des noyaux lourds soumis à leur décroissance naturelle et à un flux neutronique. Elle fait apparaitre en particulier les noyaux fissiles et fertiles. Elle exclue les produits de fission dont l’étude de l’évolution dépasse le cadre de ce mémoire.

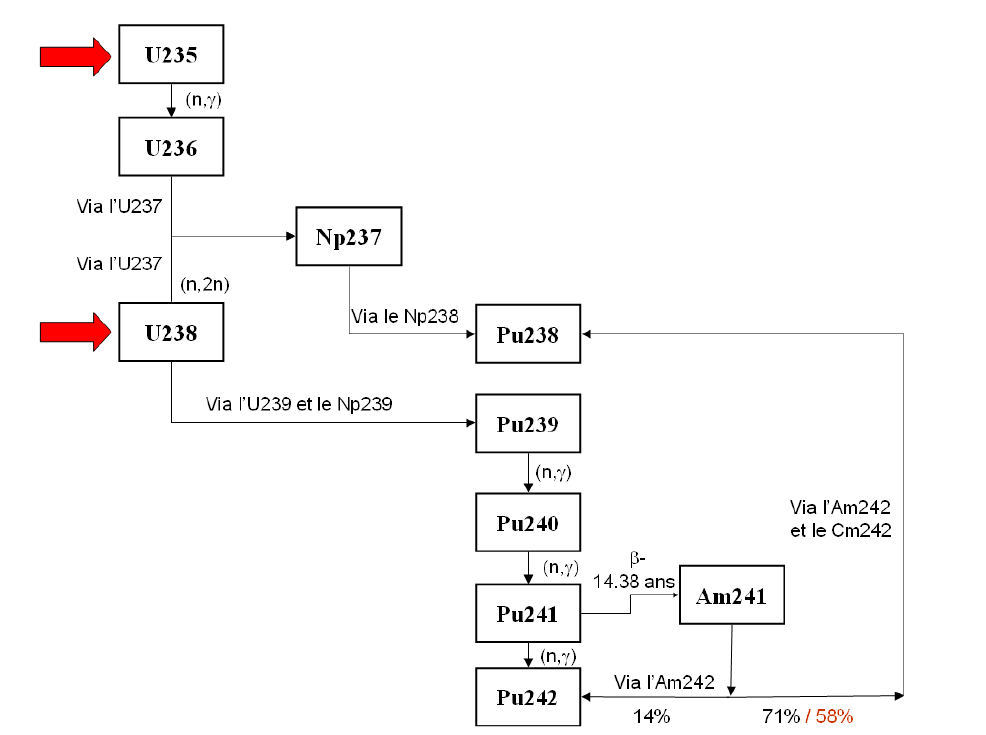
Les noyaux lourds de ce schéma sont issus de la famille d’uranium jusqu’aux isotopes du curium. Cependant, dans ce travail, il est pris en compte uniquement les isotopes du vecteur Pu initial ainsi que l’U235 et l’U238. Les autres noyaux sont considérés en très petite quantité par rapport aux noyaux étudiés, ou bien sans impact sur l’évolution de ces derniers. Leur présence sera donc négligée et n’auront pas d’influence sur la composition du combustible. Le détail des arguments de restriction de cette chaine est présenté dans la référence [7]. On remarquera toutefois que dans le cadre de notre problématique de refroidissement et d’irradiation sur de longues périodes, les décroissances des différents noyaux du vecteur Pu sont toutes considérées.

La chaine de décroissance restreinte est illustrée par la Figure 3.



Figure 2 : Evolution complète des chaînes de désintégration des noyaux lourds

*Extrait de la référence [7]*



α

24E3 ans

α

38E5 ans

Figure 3 : Evolution simplifiée des chaînes de désintégration des noyaux lourds

*Extrait modifié de la référence [7]*

**Remarque** : les valeurs (71%/58%) relatives à la production de Pu238 à partir de l’Am241 sont des valeurs indicatives. Cet isotope est en effet assez mal calculé, et ce rendement de production est souvent ajusté selon les circonstances.

### Epuisement sans flux neutronique

L’évolution des noyaux du vecteur Pu dans un modèle d’épuisement naturel ne prend pas en compte les sections efficaces et le flux neutronique ce qui simplifie l’équation de Bateman :

Seuls les premiers noyaux fils issus des réactions de désintégrations sont pris en compte car on considère que les prochains noyaux fils n’auront pas d’impact sur la réactivité au vu des longues périodes de demi-vie :

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
|  |  |  |

Les noyaux lourds, excepté le Pu241, se désintègrent par la radioactivité alpha.

La radioactivité alpha est caractérisée par l’émission d’une particule alpha qui est un noyau d’hélium, ; elle se traduit par l’équation :

Le Pu241 se désintègre par la radioactivité , correspondant à la transformation d’un neutron en proton[[5]](#footnote-6). La désintégration se traduit par l’équation :

Les équations de Bateman du modèle d’épuisement sans flux pour chaque noyau lourd sont les suivantes:

|  |  |
| --- | --- |
|  |  |
|  |  |
|  |  |
|  |  |

L’équation de Bateman sans flux dépend de la concentration des noyaux et de la constante de décroissance radioactive relative au temps de demi-vie[[6]](#footnote-7) :

Une collecte des données de décroissance permet d’établir le Tableau 2.

|  |  |
| --- | --- |
| Noyaux |  |
| Pu238 | 87,7 |
| Pu239 | 24110 |
| Pu240 | 6561 |
| Pu241 | 14,325 |
| Pu242 | 375000 |
| Am241 | 432,6 |
| U238 | 4,47 × 109 |
| U235 | 7,04 × 108 |

Tableau 2 : Période de demi-vie des noyaux lourds – voir selon Nudat 2.6[[7]](#footnote-8)

### Epuisement avec flux neutronique

Pour ce modèle d’épuisement, les équations de Bateman différent des équations sans flux par l’ajout des termes d’irradiation. Les sections efficaces peuvent être visualisées avec le logiciel JANIS 4.0[[8]](#footnote-9). La section efficace est une surface représentant la probabilité qu’un neutron entre en collision d’un noyau. Son unité usuelle est le barn, soit 1024.

Les sections efficaces d’intérêt sont les sections d’absorption, plus exactement celles de fission et de capture radiative, notées respectivement ,:

La section efficace d’absorption correspond donc à la probabilité qu’un noyau absorbe un neutron, transformant ainsi durablement ce noyau soit de manière « radicale » par une réaction de fission, soit par la capture un neutron formant parfois un radionucléide aux caractéristiques très différentes du noyau mère (on parlera par exemple au phénomènes d’activation).

Prenons par exemple le cas de l’isotope Pu238. La création de celui-ci est due

* Aux captures successives à partir de l’U235.   
  En effet la capture neutronique de l’U235 est considérée car il possède une section efficace de capture non négligeable. Par captures successives puis par deux désintégrations beta de l’U237 et du Np238 qui possèdent des demi-vies respectives de 6 et 2 jours, l’U235 se transmute en Pu238.
* Aux captures successives à partir de l’Am241.   
  En effet, l’Am241, par capture, se transforme en Am242 ou en Am242 métastable[[9]](#footnote-10) qui se désintègrent par une réaction (resp. ) en Cm242 (resp. Pu242) avec une probabilité de 84% (resp. 16%). Le Cm242 se désintègre enfin par réaction alpha avec une période de 162 jours en Pu238. L’Am242 métastable n’est pas prise en compte : en faible quantité, sa période de décroissance est trop longue pour contribuer notablement à la production de Pu238. La décroissance de l’Am242 est considérée immédiate. Soumis au flux neutronique, la totalité du Cm242 ne produira pas forcément du Pu238. La filiation de l’Am241 au Pu238 est donc complexe, et usuellement « sacrifié[[10]](#footnote-11) » dans les différents codes d’évolution.

Les équations de Bateman pour l’épuisement avec flux pour chaque noyau lourd sont les suivantes :

|  |
| --- |
|  |
|  |
|  |
|  |
|  |
|  |
|  |
|  |

# METHODES DE RESOLUTION

Dans ce chapitre, différentes méthodes de résolution des équations de Bateman sont présentées. Ces méthodes sont adaptées au modèle d’épuisement avec flux, et donc a fortiori, au modèle d’épuisement sans flux.

## methode exacte

Il existe dans la littérature des méthodes de résolution « générale » de l’équation de Bateman, par exemple celle exposée dans la référence [X]. Toutefois la méthode exposée dans ce chapitre, bien que simple, n’a pas été publiée à notre connaissance.

### methode de la « variation de la constante »

On peut généraliser les équations de Bateman : la concentration du noyau i est décrite par l’équation suivante :

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
|  |  | Eq. 1 |

Où :

Cette équation du premier ordre avec second membre non nul, coefficient constant, se résout usuellement par la méthode dite « de la variation de la constante », et conduit à la solution générale :

Avec :

Le problème se résume donc à la détermination d’une primitive, dont la constante est déterminée par la condition limite à l’instant initial.

Cette formulation est généralement suffisante pour résoudre exactement les systèmes d’équations des cas de chaine de décroissance en ligne directe, c’est-à-dire les chaines où les différent noyaux ne font pas partie de leur propre filiation. La considération de toutes les interactions du Pu238 introduit des boucles.

Dans le cadre de cette étude, on remarquera que l’hypothèse d’une décomposition des solutions des équations de Bateman sous la forme d’une base de fonction d’exponentielles de constantes semble tout à fait valide :

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
|  |  | Eq. 2 |

Cette formulation est tout à fait compatible avec la forme générale de la solution de l’équation de Bateman :

Enfin on remarquera toutefois que ce chapitre ne constitue pas une validation mathématique rigoureuse de l’hypothèse Eq. 2.

### resolution d’un probleme a valeur propre

Les constatations du chapitre précédent permettent d’aborder le système d’équation couplées de Bateman comme un problème d’algèbre linéaire. En effet, en injectant la forme de l’Eq. 2 dans l’équation générale Eq. 1 :

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
|  |  | Eq. 1 |

Vérifiée pour tous les instants , le système d’équations s’écrit :

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
|  |  | Eq. 1 |

Il s’agit d’un problème à valeurs propres très classique.

Une façon simple pour établir ce problème est d’écrire le système d’équations sous forme matricielle : on recherche les vecteurs Y solutions du problème :

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
|  | Avec :  et  *Le Tableau 2 explicite les termes de la matrice* | Eq. 1 |

En supposant que Y peut s’écrire sous la forme d’exponentielles, et en considérant que l’équation est valable en tout t :

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
|  |  | Eq. 1 |

Ainsi, sont les vecteurs propres de la matrice du problème, et l’on connait déjà ses valeurs propres : ce sont ses termes diagonaux. Le problème se résume donc à un système linéaire : trouver les noyaux de .

|  |  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
|  | 0 | 0 | 0 | 0 |  |  | 0 |
|  |  | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |  |
| 0 |  |  | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 0 | 0 |  |  | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 0 | 0 | 0 |  |  |  | 0 | 0 |
| 0 | 0 | 0 |  |  |  | 0 | 0 |
| 0 |  | 0 | 0 | 0 | 0 |  | 0 |
| 0 | 0 | 0 | 0 |  | 0 | 0 |  |

Tableau 2 : Expression de la matrice d’évolution

## METHODE ALTERNATIVES

### Runge kutta

La résolution de l’équation de Bateman se fait par une méthode numérique appelée méthode de Runge Kutta. Cette méthode comporte plusieurs ordres, l’ordre 1 (RK1), l’ordre 2 (RK2) et l’ordre 4 (RK4). L’application du premier ordre est utilisée dans cette étude.

La méthode RK1 est la suivante : un pas d’itération est utilisé pour calculer le pas suivant, ensuite, le calcul est réitéré en prenant le résultat précédant avec le pas de temps suivant pour calculer le nouveau résultat. L’itération est réalisée jusqu’à ce que le temps voulu soit atteint.

L’équation utilisée est la suivante :

* h est le pas d’itération.
* est le vecteur des concentrations de noyaux lourds à l’instant i
* la fonction

Rapportée à l’étude, et deviennent :

Le pas de temps est d’un mois pour le modèle d’épuisement avec flux soit, en secondes :

Pour le modèle d’épuisement sans flux, le pas de temps est d’un an soit en secondes :

La différence de pas de temps entre les deux modèles résulte du fait que dans le modèle d’épuisement sans flux, un pas de temps plus important est nécessaire car l’équation dépend des périodes de demi-vie qui sont relativement élevées d’où la nécessité d’avoir un temps long pour l’exploitation des résultats. En revanche, soumis à un flux neutronique il n’y a pas nécessité d’avoir une durée élevée pour observer les effets sur la composition du combustible.

Application de l’équation Runge Kutta (RK1) au modèle d’épuisement sans flux : avec un exemple d’équation pour l’isotope Pu239 :

Pour les noyaux U235, U238 et Am241, ils sont issus de la désintégration du Pu239, Pu242 et Pu241 respectivement donc le terme de décroissance de ces derniers s’ajoute. Voici un exemple d’équation pour le noyau Am241:

Application de l’équation Runge Kutta (RK1) au modèle d’épuisement avec flux :

* est la section efficace d’absorption du Pu239.
* et sont les sections efficaces de capture du Pu238 et de l’U238.
* est le flux neutronique. Il s’exprime en neutrons//s.
* λ est la décroissance radioactive. Son unité est.
* est la conversion barn en cm. En effet, la section efficace s’exprimant en barn, il est nécessaire de la convertir en cm. Un barn est de l’ordre de cm.

### Méthode à l’ordre 5

### simplification du problème à valeur propre

On pose :

La solution est de la forme :

On cherche la solution particulière :

On dérive :

En injectant dans notre équation initiale, on obtient :

A t=0, on a :

## application

### Présentation de Superphénix

Le cas appliqué à cette étude est un combustible issu du réacteur à neutrons rapides Superphénix. Le combustible envisagé est un vecteur Pu composé de plutonium. On appelle vecteur Pu le vecteur représentatif des différents isotopes du Plutonium en cœur allant de Pu238 à Pu242 incluant également l’Am241. L’Am241 est compris dans le combustible car il issu du Pu241 par décroissance naturelle 𝛽- ce qui le rend donc indissociable du vecteur Pu.

Le cœur de SuperPhénix utilisait comme combustible un mélange composé de 85% d’uranium﻿ (majoritairement l’U238 qui est fertile) et de 15% de plutonium﻿﻿. Il y avait environ 5 tonnes de plutonium﻿﻿ 239 dans le cœur de SuperPhénix. La composition exacte du combustible est la suivante :

|  |  |
| --- | --- |
| Noyaux | %wt |
| Pu238 | 0,38 |
| Pu239 | 69,08 |
| Pu240 | 23,04 |
| Pu241 | 4,82 |
| Pu242 | 1,64 |
| Am241 | 1,04 |
| U238 | 99,48 |
| U235 | 0,52 |

Tableau 4 : Composition du vecteur Pu

Une des particularités de SuperPhénix est la surgénération. La surgénération est très intéressante et recherchée dans les réacteurs à neutrons rapides. C’est un processus qui permet de produire plus de matières fissiles que d’en consommer en utilisant l’uranium 238 qui est fertile. En effet, soumis à un flux neutronique rapide, l’uranium va capturer un neutron pour se transformer en plutonium 239 qui est fissile, en émettant deux particules beta. De plus, une enveloppe d’uranium﻿ 238 est placée autour du cœur. C’est cette enveloppe d’uranium﻿ 238 qui permet la surgénération et va donc parvenir à la production de plutonium 239. Cependant, dans cette étude, l’enveloppe n’est pas prise en compte dans les calculs. Ce travail est axé sur l’étude du cœur.

Ainsi, grâce à la surgénération, le réacteur peut potentiellement fonctionner et produire de l’énergie pendant une trentaine d’années sans rechargement de combustible.

Le réacteur SuperPhénix possède une puissance thermique nominale de 3000 MW et une disponibilité de 75%. La puissance thermique effective du réacteur est :

Le flux neutronique est proportionnel à cette puissance thermique effective :

* : le flux en n/cm²/s
* : la section macroscopique de fission du combustible en
* : le taux de fission en fissions/
* : la puissance thermique volumique, dans le cas de notre modélisation de SuperPhénix, elle vaut : 561,9 W/cm3
* : l’énergie libérée par la fission d’un noyau lourd. Pour simplifier, on la prend égale à 200 MeV.
* : la section efficace microscopique de fission du noyau i, en cm2
* : la concentration du noyau i en noyau/cm3

La cellule de combustible SuperPhénix est illustrée dans la Figure 4:



Figure 4 : Illustration d’une cellule combustible SuperPhénix

La masse du combustible est un mélange de dioxyde d’uranium et de dioxyde de plutonium. Sa masse est de 36000 kg avec un enrichissement massique, E%wt, en plutonium de 15,78%.

On en déduit donc la masse en Pu et en U qui vaut :

La densité en U et en Pu est respectivement 10,97 g/ et 11,50 g/. La densité en U/Pu est :

La fraction de ce combustible est de 0,81. La densité du combustible est donc :

Cependant, le dioxygène n’est pas pris en compte dans les prochains calculs car il n’intervient pas dans les réactions nucléaires. Il est nécessaire de recalculer les masses de plutonium et d’uranium pur à l’aide de cette formule :

Le volume du combustible peut être calculé à l’aide de cette formule :

Le volume permet ensuite de calculer la concentration en atomes par centimètre cube à l’aide de la relation :

* m la masse du noyau considéré
* M la masse molaire du noyau considéré
* Na le nombre d’Avogadro
* le volume du combustible

### Résultats des différents modèles

### PERFORMANCES DES MODELES

# EXPLOITATION du modeles rk1

## Création de tâches

analyse, interprétation des tâches

## Analyse physique

## Conclusion de l’exploitation

conclure avec esprit critique, ça marche bien ou pas, pourquoi

# CONCLUSION GENERALE

## Perspective de l’étude

étendre de l’étude à d’autre vecteur, d’autre réacteur

## Bilan

Bilan de la première année, observations, ressenti, impressions

ANNEXE - EPUISEMENT AVEC FLUX

Figure 5 : Evolution de la quantité d’U235 soumis à un flux neutronique

Soumis à un flux de neutrons rapides, l’U235 va diminuer au cours du temps. En effet, ayant une grande section efficace de fission et une section efficace de capture non négligeable, l’U235 va avoir tendance à absorber un neutron pour engendrer soit une réaction de fission ou de capture selon les réactions respectives:

De plus, l’U235 disparaît également par décroissance naturelle en émettant une particule alpha selon la réaction:

Cependant, la désintégration naturelle du Pu239 par émission d’une particule alpha engendre la formation de l’U235, qui reste toutefois faible par rapport à l’exposition d’un flux neutronique, selon la réaction:

Figure 6 : Evolution de la quantité d’U238 soumis à un flux neutronique

Soumis à un flux de neutrons rapide, la quantité d’U238 diminue pendant la phase d’irradiation. En effet, l’U238 va avoir tendance à absorber un neutron pour engendrer une réaction de capture mais possède une faible probabilité de générer une réaction de fission selon les réactions respectives:

Cependant, on va négliger la production de l’U239 par la réaction de capture. En effet, sa demi-vie étant de 23 minutes, on va considérer qu’il n’a pas d’impact sur notre modèle d’épuisement qui est d’une durée de 15 ans. L’U239 va donc décroître rapidement vers le Np239 en émettant une particule beta selon la réaction:

Le Np239 a également une durée de vie très courte (2,3 jours). De ce fait, il ne va pas avoir d’impact sur le modèle d’épuisement. Il se désintègre en Pu239 en émettant une particule beta selon la réaction:

La réaction finale de capture peut se résumer à:

La décroissance naturelle de l’U238 est également prise en compte dans ce modèle d’épuisement

Figure 7 : Evolution de la quantité de Pu239 soumis à un flux neutronique

Soumis à un flux de neutrons rapides, la quantité de Pu239 diminue au cours du temps. En effet, le Pu239 va absorber un neutron pour soit engendrer une réaction de fission ou de capture donnant le Pu240 selon les réactions respectives:

X

De plus, le Pu239 disparaît également par décroissance naturelle en émettant une particule alpha selon la réaction:

Cependant, la réaction de capture de l’U238 conduit à la formation de Pu239 selon la réaction:

Figure 8 : Evolution de la quantité de Pu240 soumis à un flux neutronique

Soumis à un flux de neutrons rapides, la quantité de Pu240 augmente puis finit par se stabiliser. En effet, il est produit par réaction de capture du Pu239 selon la réaction suivante:

Cependant, le Pu240 peut engendrer une réaction de capture et de fission selon les réactions respectives:

X

De plus, le Pu240 se désintègre en U236 par décroissance naturelle en émettant une particule alpha selon la réaction:

Ces trois dernières réactions participent à la stabilisation de la quantité de Pu240.

Figure 9 : Evolution de la quantité de Pu241 soumis à un flux neutronique

Soumis à un flux de neutrons rapides, la quantité de Pu241 diminue puis stagne au cours du temps. En effet, ayant une grande section efficace de fission, une section de capture non négligeable et une courte demi-vie (14ans), le Pu241 va disparaître rapidement en émettant une particule beta selon les réactions respectives:

Toutefois, il y a une production du Pu241 dû à la capture du Pu240 qui va contrebalancer la diminution de Pu241 selon la réaction suivante:



Figure 10 : Evolution de la quantité d’Am241 soumis à un flux neutronique

Soumis à un flux de neutrons rapides, la quantité d’Am241 augmente puis diminue au cours du temps. En effet, il est rapidement produit par décroissance naturelle du Pu241 qui est courte

(14 ans) selon la réaction suivante:

Cependant il aura tendance à capturer un neutron dû à sa grande section de capture pour donner de l’Am242 et de l’Am242 métastable et il aura une faible probabilité de fissionner selon les réactions respectives:

(85%) + (15%)

X

Toutefois, par décroissance naturelle, il se désintègre en Np237 en émettant un noyau d’hélium selon la réaction:

Ces trois dernières réactions participent à la diminution de l’Am241.

Figure 11 : Evolution de la quantité de Pu242 soumis à un flux neutronique

Soumis à un flux de neutrons rapides, la quantité de Pu242 augmente. En effet, il est produit par la réaction de capture de Pu241 selon la réaction suivante:

Cependant, malgré des sections de capture et de fission faible, il existe une probabilité non nulle de capturer et de fissionner un neutron selon les réactions respectives:

X

Toutefois, par décroissance naturelle, le noyau de Pu242 possède une longue durée de vie

(375000 ans) et se désintègre en Np237 en émettant un noyau d’hélium selon la réaction:

Ces 3 dernières réactions sont moins importantes que la première ce qui amène à une production de Pu242.

Figure 12 : Evolution de la quantité de Pu238 soumis à un flux neutronique

Soumis à un flux de neutrons rapide, La quantité de Pu238 diminue au cours du temps. En effet, il a une forte probabilité d’absorber un neutron pour soit fissionner ou le capturer pour se transformer en Pu239 selon les réactions respectives:

X

Il est également soumis à sa décroissance naturelle relativement courte (87 ans) selon la réaction:

En réalité, il y a une production du Pu238 par décroissance naturelle du Cm242 (particule beta) et du Np238 (particule alpha) ainsi qu’une probabilité que le Pu239 engendre une réaction dite « 2n ».

Cependant, ces réactions ne sont pas prises en compte car le modèle est simplifié et ne considère que les isotopes du vecteur Pu.

Figure 13 : Evolution du combustible soumis à un flux neutronique

En sommant toutes les courbes, une légère baisse de la quantité de plutonium est observée au cours des 15 ans de fonctionnement en réacteur.

Figure 14 : Evolution des noyaux lourds du combustible soumis à un flux neutronique

References

1. *Status of Small and Medium Sized Reactor Designs*, AIEA, September 2011  
   Site web : <http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/files/SMR-booklet.pdf>
2. - <http://www.areva.com/mediatheque/liblocal/docs/activites/reacteurs-services/reacteurs/pdf-plaq-antares-va/index.html#/-2/>
3. <http://fr.dcnsgroup.com/wp-content/uploads/2012/07/0907_DCNS_1207072_FLEXBLUE_FR.pdf>
4. http://www.world-nuclear-news.org/NN\_Small\_nuclear\_reactors\_for\_power\_and\_icebreaking\_0710112.html
5. <http://www.cea.fr/content/download/80052/1536000/file/Proc%C3%A9d%C3%A9-PUREX.pdf>
6. *Advanced 4S (Super Safe, Small and Simple) LMR*, A. Minato and N. Handa,   
   Référence interne XA0056275
7. *Méthodologie d’optimisation d’un cœur de réacteur à neutrons rapides, application à l’identification de solutions (combustible, cœur, système) permettant des performances accrues* , Thèse CEA, Réf. tel-00660567, JJ.X. Ingremeau, Janvier 2012
8. *NDA Plutonium Options* - For comment: August 2008 - October 2008 , NDA
9. General solution of Bateman equations for nuclear transmutations, J.Cetnar, editon
10. <http://www.oecd-nea.org/Janis/>
11. <http://www.nndc.bnl.gov/nudat2/reCenter.jsp?z=92&n=145>
12. *Précis de neutronique,*P.Reuss, editon

Résumé

L’activité de R&D d’ALTRAN est portée sur un projet ambitieux visant à l’élaboration d’un SMR de type RNR-G.

Le sujet de ce mémoire porte sur la problématique du contrôle de l’épuisement du combustible destiné aux petits réacteurs nucléaires à neutrons rapides. Plus particulièrement il porte sur la modélisation de l’évolution isotopique des différents noyaux constituant le vecteur Pu pendant l’épuisement dans un cœur de réacteur d’irradiation suivi d’une période de refroidissement.

Après avoir explicité l’équation de Bateman décrivant l’évolution des différents isotopes au cours du temps, ce mémoire présente différentes modélisations et méthodes numériques permettant de résoudre la problématique explicitée. Ces différentes modélisations sont comparée à un code de calcul neutronique DRAGON afin d’estimer leurs précisions.

Enfin un des modèles retenu pour ses performances (précision, robustesse, et rapidité de calcul) est exploité afin de débuter la réponse à la question : « peut-on contrôler simplement la qualité d’un vecteur Pu ? »

Mots clés :

- MODELE SIMPLIFIE D’EPUISEMENT

- BATEMAN

- NEUTRONIQUE

- REACTEURS NUCLEAIRES

- SMR A NEUTRONS RAPIDES



1. L’industrie française du secteur nucléaire n’a pas lancé de véritable programme autour des concepts de SMR. Le CEA a en effet estimé, compte tenu de la bonne qualité du réseau électrique Français, que les installations de grandes tailles étaient plus intéressantes que les technologies SMR. AREVA ayant abandonné son projet de SMR nommé ANTARES (voir référence [X]), seul le projet FLEXBLUE porté principalement par la DCNS demeure d’actualité dans un contexte financier toutefois difficile (voir la référence [X]). On se reportera à la référence [1] pour illustrer le panel des projets de SMR développés à travers le monde. [↑](#footnote-ref-2)
2. L’hypothèse d’un système de contrôle de la réactivité capable d’absorber 10000 pcm est assumée. La vérification de cette hypothèse doit faire l’objet d’une étude de conception ultérieure. [↑](#footnote-ref-3)
3. Deux postes de pertes de réactivité dominent : l’empoisonnement par l’accumulation des produits de fissions capturant et la diminution de la quantité de noyaux fissiles. [↑](#footnote-ref-4)
4. On appelle « vecteur Pu » la répartition des isotopes produits concomitamment dans les réacteurs nucléaires, récupérés par piégeage par procédé PUREX (voir la référence [X]). [↑](#footnote-ref-5)
5. Ceci est dû à la transmutation d’un quark down en un quark up. En effet, un neutron est constitué de deux quark down (d) et d’un quark up (u) à contrario du proton qui possède deux quark up et un quark down. Il y a émission d’un électron et d’un antineutrino (antiparticule du neutrino, particule élémentaire appartenant à la famille des leptons). [↑](#footnote-ref-6)
6. La décroissance radioactive est le processus par lequel un noyau instable perd son énergie en émettant un rayonnement ionisant. Elle est directement liée à la période de demi-vie qui est défini comme le temps nécessaire pour que la moitié d’un échantillon de noyaux radioactifs se désintègre naturellement. [↑](#footnote-ref-7)
7. <http://www.nndc.bnl.gov/nudat2/> [↑](#footnote-ref-8)
8. <http://www.oecd-nea.org/janis/>

   JANIS 4.0 peut afficher nativement les bases de données nucléaires évaluées distribuées sur le web, dont les plus courantes JEFF3.3 et ENDF B-VII [↑](#footnote-ref-9)
9. Les noyaux métastables sont remarquables car bien que dans un état excité, leur période de décroissance est sensiblement longue. C’est tout particulièrement le cas pour l’Am242 métastable dont la période de 142 ans est à comparer à celle de l’Am242 fondamental : seulement 16 heures. [↑](#footnote-ref-10)
10. Les conséquences d’une mauvaise modélisation du Pu238 étant faibles, la simplification de cette filiation est assez courante [↑](#footnote-ref-11)