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

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

Promotion : **2013-2016**

Antenne Alternance Saint-Denis de l’EICnam

**TITRE**

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 LTA) |

eicnam

Remerciements

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

….

Abréviations

|  |  |
| --- | --- |
| **Abréviation** | **Nom complet** |
| **…** | **…** |

Table des matieres

[1. Introduction generale 8](#_Toc393985317)

[1.1. Contexte actuel 8](#_Toc393985318)

[1.2. Les reacteurs de 4eme generations 8](#_Toc393985319)

[1.3. Definition et caracteristiques du smr 9](#_Toc393985320)

[2. Présentation de l’entreprise  8](#_Toc393985317)

[2.1. Présentation 8](#_Toc393985318)

[2.2. Ma place dans l’entreprise 8](#_Toc393985319)

[2.3. Contexte de l’étude présentée 9](#_Toc393985320)

[3. developpement d’un modele d’epuisement 10](#_Toc393985322)

[3.1. Presentation de l’étude et du preconcept etudie 12](#_Toc393985323)

[3.2. Equation de bateman 12](#_Toc393985324)

[3.2.1. Epuisement sans flux 29](#_Toc393985341)

[3.2.2. Epuisement avec flux 29](#_Toc393985341)

[4. DEVELOPPEMENT DU MODELE SIMPLIFIE 13](#_Toc393985326)

[4.1. Résolution analytique à l’aide de methode numerique 13](#_Toc393985327)

[4.2. Simplification du modele 14](#_Toc393985329)

4.3. Validation du modèle 14

[4.3.1. Code DRAGON 29](#_Toc393985341)

[4.3.2. Code VESTA 29](#_Toc393985341)

[4.4. Conclusion du modèle simplifié 15](#_Toc393985331)

[5. exploitation de resultats 31](#_Toc393985344)

[5.1. Création de tâches 15](#_Toc393985331)

[5.2. Analyse physique 15](#_Toc393985331)

[5.3. Conclusion 15](#_Toc393985331)

[6. conclusion generale 31](#_Toc393985344)

[6.1. Perspective de l’étude 15](#_Toc393985331)

[6.2. Bilan 15](#_Toc393985331)

Liste des tableaux

[Tableau 1. Caractéristiques des principaux accidents d’éjection de grappes 11](#_Toc393879604)

[Tableau 2. Caractéristiques des principaux transitoires d'extraction de grappes 11](file:///D:\users\ahijaz.EUROPE\Desktop\memoire_Akim230714_v1.docx#_Toc393879605)

[Tableau 3. Séquence des événements du transitoire EDG-MT 12](#_Toc393879606)

[Tableau 4. Séquence des évènements EDG-MT cas PPZR-A 17](#_Toc393879607)

[Tableau 5. Séquence des évènements du transitoire avec cumul MDTE cas RDS-B 19](#_Toc393879608)

[Tableau 6. Séquence des évènements du transitoire d'EDG-MT cas SRDS-C0 20](#_Toc393879609)

[Tableau 7. Différences entre les transitoires de référence et les sensibilités 24](#_Toc393879610)

[Tableau 8. Tableaux des résultats de MA obtenus et leurs instants 24](#_Toc393879611)

[Tableau 9. Cas PPZRA: zonage en température et en cb du cœur à l’instant pénalisant pour le calcul de MA 25](#_Toc393879612)

[Tableau 10. Pénalités et incertitudes nécessaires au calcul de MA (référence [2]) 26](#_Toc393879613)

[Tableau 11. Résultats des Keff SMART nécessaire pour le calcul MA 26](#_Toc393879614)

[Tableau 12. Pénalités et incertitudes à considérer dans le calcul de MA 27](#_Toc393879615)

[Tableau 13. Catégories de transitoire et leurs caractéristiques 33](#_Toc393879616)

[Tableau 14. Calcul du CDM: tableau des résultats transitoire PPZRA 46](#_Toc393879617)

[Tableau 15. Tableau des résultats d'efficacité du bore obtenus dans le cas SRDS-B2 47](#_Toc393879618)

[Tableau 16. Hypothèses hydrauliques et neutroniques de chaque état 48](#_Toc393879619)

[Tableau 17. Valeurs de la température de l'eau en entrée du coeur de l'état final par zone 49](#_Toc393879620)

[Tableau 18. Résultats des calculs de MAR 51](#_Toc393879621)

Liste des FIGURES

[Figure 1. Diagramme de Farmer 34](#_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 35](#_Toc393718529)

[Figure 3. Evolution de la pression du RCP en fonction du temps et les seuils d’activation du RBS et de l’IS 35](#_Toc393718530)

[Figure 4. Evolution du niveau pressuriseur en fonction du temps 36](#_Toc393718531)

[Figure 5. Débit ARE au cours du temps 36](#_Toc393718532)

[Figure 6. Evolution de la puissance échangée au GV au cours du temps 37](#_Toc393718533)

[Figure 7. Evolution de la température du RCP dans le transitoire de référence RDS-B 38](#_Toc393718534)

[Figure 8. Cas SRDS-B-2: Evolution tu transitoire en fonction du temps 38](#_Toc393718535)

[Figure 9. Puissance évacuée au GV au cours du transitoire 39](#_Toc393718536)

[Figure 10. Evolution du débit de l'IS et du RBS dans chacune des boucles en fonction du temps 39](#_Toc393718537)

[Figure 11. Evolution de la CB à l'entrée du coeur au cours du transitoire 40](#_Toc393718538)

[Figure 12. Evolution de la température et de la CB au cours du transitoire SRDS-C-0 41](#_Toc393718539)

[Figure 13. Evolution de la pression dans le pressuriseur au cours du transitoire 41](#_Toc393718540)

[Figure 14. Evolution de la pression dans le GV1 au cours du transitoire 42](#_Toc393718541)

[Figure 15. Evolution de la puissance au GV au cours du transitoire 42](#_Toc393718542)

[Figure 16. Comparaison entre la température de la branche chaude du RCP et la température dans le GV au cours du transitoire 43](#_Toc393718543)

[Figure 17. Chaîne de calcul SMART-COPILOTE 43](#_Toc393718544)

[Figure 18. Cas PPZRA: évolution de la MA en fonction du temps 44](#_Toc393718545)

[Figure 19. Cas SRDSC0: évolution de la MA en fonction du temps 44](#_Toc393718546)

[Figure 20. Cas SRDB2: évolution de la MA en fonction du temps 45](#_Toc393718547)

[Figure 21. Calcul du CDM: Relation entre la réactivité et la température 45](#_Toc393718548)

[Figure 22. Calcul du CDM: évolution du Keff en fonction de la densité modérateur 46](#_Toc393718549)

[Figure 23. Calcul du CDM: évolution de la densité du modérateur en fonction du temps 46](#_Toc393718550)

[Figure 24. Calculs de MAR TGI – Enchaînement des calculs 51](#_Toc393718551)

[Figure 25. Evolution de la MAR en fonction du NP 52](#_Toc393718552)

Introduction

…

# 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.

Cependant, ils ont été suivis d’une interruption des investissements de projets nucléaires aux États-Unis et en Europe dû aux 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 serres contrairement aux énergies fossiles.

L’énergie nucléaire affiche 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, à Flamanville (France), Okiluoto (Finlande), Taishan (Chine) et un 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 est de développer d’ici 2040 de nouveaux réacteurs et cycles de combustibles permettant de réduire la consommation des ressources, la quantité de déchets radioactifs et les possibilités de détournement 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 rapide à sels fondus
* Gas‐Cooled Fast Reactor : Réacteur rapide à caloporteur gaz
* Lead-Cooled Fast Reactor : Réacteur rapide à caloporteur plomb
* Sodium‐Cooled Fast Reactor : Réacteur rapide à caloporteur sodium
* Supercritical Water Cooled Reactor : Réacteur à eau supercritique
* Very High Temperature Reactor : Réacteur à très haute température

Le préconcept retenu pour cette étude par ALTRAN est un réacteur de type neutrons rapides refroidi au gaz (RNR-G).

## Définition et caractéristique du SMR

Selon l’AIEA, les réacteurs de petites et moyennes puissances (SMR, Small Modular Reactor) ont une puissance comprise entre 300 et 700 MW. 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 à 3 ans. Le début du retour d’investissement est donc plus rapide. De plus, 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 utilisé 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. Le générateur de vapeur est intégré dans la cuve. Le SMR possède une sûreté passive, cela signifie que le réacteur ne nécessite pas d’intervention humaine. 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, il est utilisé dans la propulsion navale telle que les sous-marins et les navires. Par exemple le brise-glace russe en cours de construction possèdera deux réacteurs de 38 MWe et sera destiné à une utilisation de la côte nord de la Sibérie.

# PRESENTATION DE L’ENTREPRISE

## Présentation

ALTRAN est une entreprise 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.

Figure 1 : Organigramme d’ALTRAN

ALTRAN est composée de deux grandes entités :

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

## 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 liées au développement de l’EPR :

* Modélisation de transitoires accidentels ou 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 Defense.

## 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 Physor. 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.

# dEVELOPPEMENT D’UN MODELE D’EPUISEMENT

## Présentation de l’étude et du préconcept étudié

L’objectif de ce travail est d’étudier le comportement et la population des noyaux lourds du combustible par épuisement naturel et par épuisement en réacteur. Cela a pour but de connaître la composition du combustible au cours du temps et de savoir comment il évolue jusqu’à son chargement dans un cœur de SMR mais également à la fin de la phase d’irradiation, après exploitation dans un cœur de réacteur nucléaire. Les noyaux étudiés sont essentiellement des isotopes du plutonium.

Le combustible envisagé est le vecteur Pu issu du réacteur à neutrons rapides SuperPhénix.

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 1 : 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 :

Voici ci-dessous une cellule de combustible SuperPhénix :

0,3685 cm

0,42926 cm

0,56 cm

Pastille

Gaine

Sodium

Figure 2 : 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, %wt, en vecteur 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

## Equation de Bateman

Pour étudier la population de noyaux lourds dans le combustible, il est judicieux d’utiliser l’équation de Bateman. L’équation de Bateman est un calcul d’épuisement qui consiste à décrire l’évolution de la concentration de noyaux en fonction de la constante de décroissance radioactive et du temps. L’équation de Bateman est la suivante :

Dans un premier temps, l’équation de Bateman sera utilisée pour le modèle d’épuisement sans flux puis le flux neutronique sera introduit, ainsi que les sections efficaces, pour avoir un modèle d’épuisement dans un cœur de réacteur nucléaire.

Pour le modèle d’épuisement sans flux, une étude préalable sera faite sur les chaînes de décroissances naturelles pour prévoir les désintégrations des isotopes du vecteur plutonium ainsi que de l’uranium 238 et 235. En effet, il est important de connaître la composition du combustible à un instant donné afin de mieux appréhender la réactivité du cœur.

Cependant, les chaînes de désintégrations sont simplifiées. Seuls les premiers noyaux fils issus des réactions de désintégrations seront 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.

Figure 3 : Chaîne de désintégrations des noyaux lourds

### 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 :

L’équation de Bateman simplifiée pour chaque isotope est la suivante:

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

Tableau 2 : Equation de Bateman sans flux neutronique

L’équation de Bateman sans flux dépend de la concentration des noyaux et de la constante de décroissance radioactive.

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.

La décroissance radioactive est un phénomène statistique, elle est décrite par l’équation :

Une recherche a été nécessaire pour caractériser les périodes de demi-vie des noyaux lourds pour ensuite déterminer la décroissance radioactive.

|  |  |
| --- | --- |
| Noyaux |  |
| Pu238 | 87,7 |
| Pu239 | 24110 |
| Pu240 | 6561 |
| Pu241 | 14,325 |
| Pu242 | 3,75E+005 |
| Am241 | 432,6 |
| U238 | 4,47E+09 |
| U235 | 7,04E+08 |

Tableau 3 : Période de demi-vie des noyaux lourds

### Epuisement avec flux neutronique

Pour ce modèle d’épuisement, il s’agit de calculer l’équation de Bateman comme précédemment mais en y ajoutant un flux neutronique et les sections efficaces. Les sections efficaces sont regroupées dans une base de donnée appelée Janis[[1]](#footnote-2). La section efficace est la probabilité qu’un neutron entre en collision avec un noyau. Son unité est le barn et s’exprime en . Janis fournit les sections efficaces d’absorption, de fission et de capture, notées respectivement, ,

Pour rappel :

La section efficace d’absorption correspond donc à la probabilité à ce qu’un noyau absorbe un neutron. La section efficace de fission correspond à la probabilité à ce qu’un noyau engendre une réaction de fission en absorbant un neutron. Et enfin, la section efficace de capture correspond à la probabilité à ce qu’un noyau capture un neutron. Il gagne donc un nucléon supplémentaire.

Le flux neutronique s’obtient de la manière suivante :

* en n/cm/s
* en
* en

Pour calculer Tfiss, qui représente un nombre de fission dans un volume donné, il faut calculer le nombre de fission avec la formule suivante :

* la puissance thermique calculée précédemment
* l’énergie libérée par la fission d’un noyau lourd. Elle vaut environ 200 MeV.
* la conversion eV en Joule. En effet, il est nécessaire de convertir les 200 MeV en Joules car la a pour unité le MW (1MW = 1 )

Pour calculer , qui représente la section efficace macroscopique totale, il faut calculer la section efficace macroscopique de chaque noyau à l’aide de la formule suivante :

* la section efficace de fission du noyau
* la conversion barn en cm qui correspond à
* la concentration du noyau dans un volume

Pour calculer l’équation de Bateman pour chaque isotope, il est nécessaire de prendre compte de l’évolution des noyaux lourds soumis à un flux neutronique. Ce schéma[[2]](#footnote-3) représente l’évolution des noyaux lourds soumis à leur décroissance naturelle et à un flux neutronique.



Figure 4 : Evolution complète des chaînes de désintégration des noyaux lourds

Cependant, dans ce travail, il est pris en compte uniquement les isotopes du vecteur Pu ainsi que l’U235 et l’U238. Les autres noyaux sont considérés en très petite quantité par rapport aux noyaux étudiés. Leur présence sera donc négligée et n’auront pas d’influence sur la composition du combustible. Voici donc le schéma[[3]](#footnote-4) d’évolution des noyaux lourd simplifié :

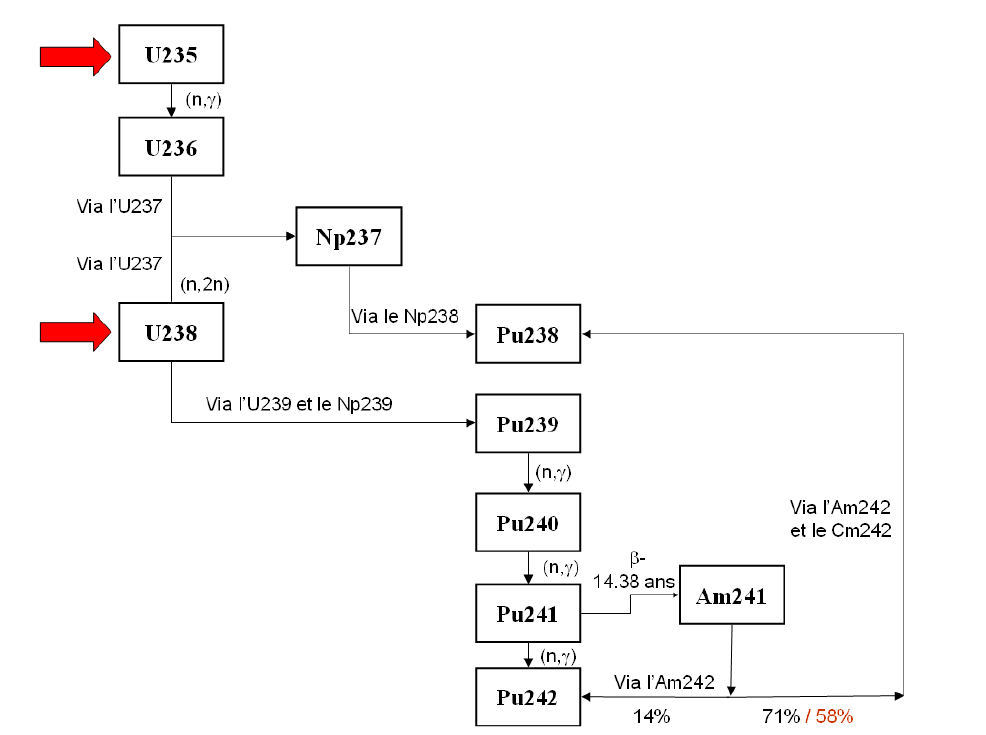


Figure 5 : Evolution simplifiée des chaînes de désintégration des noyaux lourds

L’apparition du Pu238 grâce aux captures successives à partir de l’U235 sera prise en compte. En effet la capture neutronique de ce dernier est considérée car il possède une section efficace de capture non négligeable. Par capture successive puis par deux désintégrations beta de l’U237 et du Np237, l’U235 va se transformer en Pu238.

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

Tableau 4 : Equation de Bateman avec flux neutronique

# DEVELOPPEMENT DU MODELE SIMPLIFIE

## Résolution analytique à l’aide de méthode numérique

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.

## Simplification du modèle

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 :

## Validation du modèle

#### Code DRAGON

Le code DRAGON est un code en open source développé par l’école polytechnique de Montréal. Le code DRAGON est un code de neutronique qui consiste à unifier en un seul code différents modèles et algorithmes utilisé pour la résolution de l’équation de transport de neutrons. Il utilise la méthode déterministe qui consiste à résoudre l’équation de transport par une équation différentielle. Pour cela il est nécessaire de discrétiser plusieurs variables tels que l’espace, l’angle, l’énergie et le temps.

Dans le cas de cette étude, le code DRAGON a été utilisé, en simulant une cellule Superphénix, pour calculer le flux neutronique et les énergies des neutrons dans le cœur ainsi que de récupérer les sections efficaces d’absorptions, de captures et de fissions de chaque noyaux lourds. Cela permet de comparer avec les résultats obtenus par la méthode analytique.

|  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- |
|  | Section efficace fission σ pour un neutron SPX-DRAGON (barn) | Section efficace de capture σ pour un neutron SPX-DRAGON (barn) | Section efficace absorption σ pour un neutron (barn) | Section efficace nu\*fission σ pour un neutron SPX-DRAGON (barn) |
| Pu238 | 1,25740 | 0,49965 | 1,75705 | 3,77010 |
| Pu239 | 1,75810 | 0,46000 | 2,21810 | 5,18940 |
| Pu240 | 0,41234 | 0,45650 | 0,86884 | 1,26420 |
| Pu241 | 2,43790 | 0,44947 | 2,88737 | 7,26670 |
| Pu242 | 0,29924 | 0,44865 | 0,74789 | 0,93702 |
| Am241 | 0,30301 | 1,69050 | 1,99351 | 1,06020 |
| U235 | 1,83730 | 0,51764 | 2,35494 | 4,52570 |
| U238 | 0,04957 | 0,26422 | 0,31379 | 0,13804 |

Tableau 5 : Section efficace des noyaux lourds sous DRAGON

#### Code VESTA

Le code VESTA est développé par l’IRSN (Institut de Radioprotection et de Sureté Nucléaire). Le code VESTA est un code d’épuisement basé sur la méthode de Monte Carlo. Cette méthode est une méthode dite probabiliste, c’est-à-dire

* Développé par l'IRSN
* Code probabiliste
* Interface générique de calcul d‘épuisement au cours du temps
* Interface en C++
* Utilise la methode de Monte Carlo
* Couple avec les codes de transport de Monte Carlo (MCNP,MORET) et avec les codes d‘évolution (ORGEN2, PHOENIX)

## Conclusion du modèle simplifié

# EXPLOITATION DES RESULTATS

## 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 SANS FLUX

Figure 6 : Evolution de la quantité d’U235 soumis à son épuisement naturel

Figure 7 : Evolution de la quantité de Pu239 soumis à son épuisement naturel

La quantité d’U235 augmente au cours du temps car il est produit par décroissance naturelle du Pu239. En effet le Pu239 est un émetteur alpha donc il va spontanément émettre un noyau d’hélium selon la réaction:

Cependant, l’U235 se transforme également en Th231 par décroissance naturelle en émettant un alpha selon la réaction:

Néanmoins, sa période de demi-vie est nettement supérieure à celle du Pu239 (facteur 3000). C’est pourquoi il y a davantage création de l’U235 que de disparition.

Le Pu239 est uniquement soumis à sa période de décroissance naturelle qui est de 24000 ans donc il va décroitre lentement en U235.

Figure 8 : Evolution de la quantité de Pu238 soumis à son épuisement naturel

Par décroissance naturelle, la quantité de Pu238 diminue au cours du temps. Sa demi-vie est relativement courte (87,7 ans), il disparaitra rapidement.

Il se transforme en U234 en émettant une particule alpha selon la réaction:

Figure 9 : Evolution de la quantité de Pu240 soumis à son épuisement naturel

Par décroissance naturelle, la quantité de Pu240 diminue au cours du temps. Sa demi-vie est longue (6561 ans), il disparaitra lentement.

Il se transforme en U236 en émettant une particule alpha selon la réaction:

Figure 10 : Evolution de la quantité de Pu241 soumis à son épuisement naturel

Par décroissance naturelle, la quantité de Pu241 diminue au cours du temps. Sa demi-vie est courte (14 ans), il disparaitra rapidement.

Il se transforme en Am241 en émettant une particule beta selon la réaction:

Figure 11 : Evolution de la quantité d’Am241 soumis à son épuisement naturel

La quantité d’Am241 augmente au cours du temps car il est produit par la décroissance naturelle du Pu241 qui décroit en émettant une particule beta – selon la réaction:

Cependant, l’Am 241 décroit en Np237 en émettant une particule d’alpha selon la réaction:

Comme la demi-vie du Pu241 est très courte comparativement à l’Am241, il y a davantage création d’Am241 que de disparition.

Figure 12 : Evolution de la quantité d’U238 soumis à son épuisement naturel

Figure 13 : Evolution de la quantité de Pu242 soumis à son épuisement naturel

La quantité d’U238 augmente au cours du temps car il est produit par décroissance radioactive du Pu242. En effet le Pu242 est un émetteur alpha donc il va spontanément émettre un noyau d’hélium selon la réaction:

Cependant, il se transforme également en Th234 par décroissance naturelle en émettant une particule alpha selon la réaction:

Néanmoins, sa période de demi-vie de l’U238 est nettement supérieure à celle du Pu242 (facteur 1000).

C’est pourquoi il y a davantage création de l’U238 que de disparition.

Le Pu242 est uniquement soumis à sa décroissance naturelle. Sa demi-vie est très longue

(300 000 ans), il disparaitra lentement en U238.

Figure 14 : Evolution du combustible soumis à son épuisement naturel

En sommant toutes les courbes, une légère baisse de la quantité du vecteur Pu est observée au cours des 30 ans de refroidissement.

EPUISEMENT AVEC FLUX

Figure 15 : 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 16 : 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 17 : 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 18 : 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 19 : 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 20 : 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 fissioner 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 21 : 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 22 : 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 23 : Evolution du combustible soumis à un flux neutronique

Figure 24 : Evolution des noyaux lourds du combustible soumis à un flux neutronique

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

References

1. ...

Résumé

….

Mots clés :

- NEUTRONIQUE

…



1. http://www.oecd-nea.org/janis/ [↑](#footnote-ref-2)
2. *Extrait de JJ.X. Ingremeau, 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, Janvier 2012* [↑](#footnote-ref-3)
3. *Extrait de JJ.X. Ingremeau, 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, Janvier 2012* [↑](#footnote-ref-4)