

Etude dynamique du réacteur à haut flux de l'Institut Laue-Langevin

Wilfried MONANGE

Elève-ingénieur de deuxième année
Filière Génie Energétique et Nucléaire (GEN)
Ecole Nationale Supérieure de Physique de Grenoble (ENSPG)

Stage réalisé du 01/06/2006 au 31/08/2006

Au Commissariat à l'Energie Atomique
Service de Physique Nucléaire
Centre d'Etudes de Saclay

Sous la responsabilité de

E. Dupont, A. Letourneau



ENSPG
Filière GEN

CEA Saclay, DAPNIA/SPhN
Service de Physique Nucléaire

dapnia



saclay

Sommaire

1	Introduction	1
2	Le réacteur à haut flux de l'ILL	2
2.1	Présentation	2
2.2	Principaux constituants	2
2.2.1	Cœur du réacteur	3
2.2.2	Réflecteur d'eau lourde	4
2.2.3	Contrôle du réacteur	4
2.2.4	Canaux expérimentaux V4 et H9	6
2.2.5	Sources chaude et froide	7
2.3	Caractéristique thermique du cœur du réacteur	7
3	Les codes de simulation	9
3.1	Présentation du code MCNP	9
3.1.1	Méthode de simulation	9
3.1.2	Base de données	10
3.2	Présentation du code MURE	12
3.2.1	Evolution sous MURE	12
4	Simulation du réacteur	17
4.1	Modélisation de la géométrie	17
4.1.1	Générale	17
4.1.2	Barre de contrôle	21
4.1.3	Cœur	23
4.2	Configuration des bases de données	24
5	Analyse des résultats	26
5.1	Evolution de la composition	27
5.2	Evolution du flux	31
6	Conclusions	35
7	Bibliographie	36

1 Introduction

Le Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) est créé le 18 octobre 1945 pendant le gouvernement du Général De Gaulle. L'ordonnance définit le rôle du CEA comme devant poursuivre les recherches scientifiques et techniques en vue de l'utilisation de l'énergie atomique dans divers domaines de la science, de l'industrie et de la défense nationale.

De nos jours le CEA poursuit deux objectifs majeurs : devenir le premier organisme européen de recherche technologique et garantir la pérennité de la dissuasion nucléaire.

Il intervient dans trois grands domaines :

- **Energie** : Le CEA cherche à optimiser le parc actuel de réacteurs nucléaires et développe de nouvelles technologies pour les réacteurs du futur, la gestion des déchets radioactifs et la fusion (ITER par exemple).
- **Technologies pour l'information et la santé** : Le CEA dispose d'une recherche de haut niveau dans le domaine des micros et nanotechnologie ainsi qu'en biotechnologie.
- **Défense nationale** : Le CEA développe les programmes nécessaires pour garantir la pérennité de la dissuasion nucléaire française (programme Simulation).

La partie scientifique du CEA est divisée en 4 pôles : Défense, Energie Nucléaire, Recherche Technologique, Recherche Fondamentale.

Au sein du pôle Recherche Fondamentale se trouve le Centre CEA de Saclay (91) dont l'une des branches est le DAPNIA, c'est dans cette unité que j'ai effectué mon stage.

Le DAPNIA, laboratoire de recherches sur les lois fondamentales de l'univers, est un département de recherches fondamentales appartenant à la Direction des Sciences de la Matière du CEA. Ses activités scientifiques relèvent de l'astrophysique, de la physique des particules et de la physique nucléaire. L'une des divisions du DAPNIA est le Service de Physique Nucléaire (SPhN) qui conduit des recherches fondamentales, essentiellement expérimentales, sur les nucléons et les noyaux. Le SPhN applique également ses connaissances et son expertise à des études de base sur des sujets de société liés à la transmutation des déchets nucléaires, au déclassement d'installations et à l'étude de nouvelles filières pour l'électronucléaire.

Dans le cadre de la loi de 1991 sur l'obligation de proposer d'ici 2006 des solutions au retraitement des déchets à vie longue issus des centrales nucléaires, le SPhN mène des recherches sur la transmutation des actinides mineurs. Dans ce contexte, l'objectif du projet Mini-Inca est de fournir des données nucléaires de qualité dans le domaine thermique et de suivre l'évolution d'un actinide dans un haut flux de neutrons. Pour atteindre ces objectifs, tout un dispositif expérimental a été développé auprès du réacteur à haut flux de l'Institut Laue-Langevin (ILL, Grenoble). En particulier, des micro-chambres à fissions, détecteurs classiquement utilisés dans l'industrie nucléaire, sont ici employés dans des conditions de fonctionnement extrêmes, ce qui nécessite une compréhension et une maîtrise totale de tous les mécanismes perturbateurs. L'un de ces mécanismes est la variation du flux neutronique au cours du fonctionnement du réacteur à haut flux de l'ILL.

L'objectif de ce stage est d'étudier l'évolution dynamique du cœur du réacteur (évolution du combustible et mouvement de la barre de pilotage) et des flux de neutron et photon associés au cours d'un cycle de fonctionnement (50 jours). Cette étude sera réalisée en couplant un code de calcul neutronique de type Monte Carlo (MCNP) avec un code d'évolution (MURE).

2 Le réacteur à haut flux de l'ILL

2.1 Présentation

L'histoire de l'institut Max von Laue – Paul Langevin remonte à plus de 40 ans. A cette époque, des groupes de chercheurs de divers pays étaient convaincus de l'utilité considérable des neutrons comme moyen d'investigation de la matière en physique nucléaire et surtout en physique du solide. En 1964 un groupe d'ingénieurs français présenta à la conférence de Genève un projet de pile à haut flux. Les gouvernements français et allemands reprirent cette idée et très rapidement des conversations entre physiciens, ingénieurs et diplomates des deux pays permirent d'établir une coopération active. L'institut Laue-Langevin (ILL) avait comme but de construire et d'exploiter ce réacteur à haut flux.

Un réacteur à haut flux de neutrons thermiques est très intéressant car le neutron est un bon outil d'investigation de la matière condensée (corps solides, liquide, biologique par exemple). Grâce à son absence de charge électrique, le neutron n'a pas à vaincre de répulsion coulombienne importante. Il possède donc une grande pénétrabilité dans la matière et permet l'étude d'arrangement profond. En outre, le neutron thermique possède une longueur d'onde permettant l'étude de la matière à l'échelle atomique.

2.2 Principaux constituants

L'ensemble des composants du réacteur de l'ILL s'articule autour de l'unique élément combustible placé au milieu du système. On y trouve entre autre :

- 1 : Piscine de stockage
- 2 : Piscine principale
- 3 : Hall expérimentateur
- 4 : Cuve du réacteur

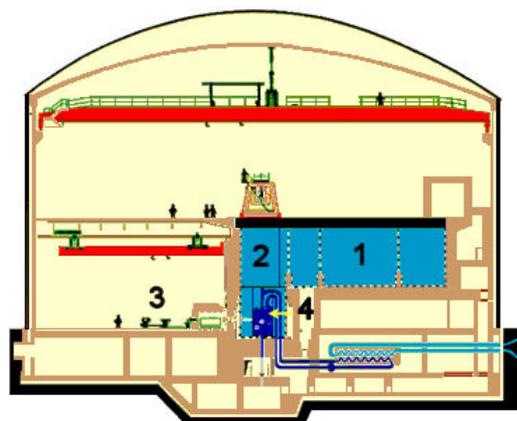


Figure 1 : Vue générale du réacteur à haut flux de l'ILL

La cuve du réacteur est elle-même constituée d'un certain nombre de composants essentiels au fonctionnement du réacteur :

- 1 : Barre d'arrêt
- 2 : Barre de pilotage
- 3 : Source chaude
- 4 : Source froide
- 5 : Cœur du réacteur



Figure 2 : Cuve du réacteur

2.2.1 Cœur du réacteur

Le cœur du réacteur est constitué de trois régions concentriques :

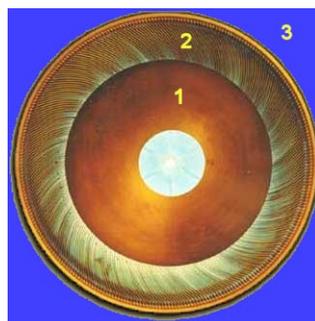


Figure 3 : Cœur du réacteur

1 : La région centrale de 26 cm de diamètre qui est utilisée pour contrôler le réacteur à l'aide d'une barre de nickel cylindrique, commandée par le dessous. C'est la barre de contrôle.

2 : La région du combustible, constituée d'un unique élément annulaire, entoure la région précédente. Cet élément, de 40 cm de diamètre extérieur, contient 280 plaques. La zone combustible uniforme de 80 cm de haut contient 8.6 kg d'uranium 235 (enrichissement de

93 % en uranium 235). Les plaques combustibles se terminent en haut et en bas par une petite zone contenant au total 7.8 g de bore 10.

3 : Un réflecteur d'eau lourde qui ralentit et thermalise les neutrons rapides du cœur.

Le cœur du réacteur est largement sous modéré, de sorte que la plupart des neutrons rapides sortent du cœur, diffusent et se ralentissent dans le réflecteur. Ils y créent un pic de flux de neutrons thermiques, près duquel le nez des canaux est placé. Des neutrons thermiques en proportion suffisante sont réfléchis vers le cœur ou ils sont absorbés et entretiennent la réaction en chaîne.

Le combustible et le réflecteur sont contenus dans un bidon de 1.25 m de diamètre. Ce bidon est placé au fond d'une piscine d'eau légère déminéralisée de 6 m de diamètre et 14 m de profondeur (cf. figure 1).

2.2.2 Réflecteur d'eau lourde

Le réflecteur doit constituer un bon ralentisseur, peu absorbant, il doit avoir une longueur de diffusion assez grande pour que le pic de flux neutronique thermique se produise relativement loin du cœur (au niveau des têtes de canaux), à un endroit où les flux de neutrons rapides et gammas ont décru notablement. En regard de toutes ces exigences, c'est l'eau lourde qui a été choisie comme réflecteur.

2.2.3 Contrôle du réacteur

Le contrôle de la réactivité durant le cycle du réacteur, se répartit entre un contrôle mécanique assuré par la barre de pilotage centrale et un contrôle par poison consommable.

- Bore consommable

Le bore est placé en haut et en bas de l'élément combustible pour éliminer le pic de puissance qui se forme à l'extrémité des plaques en début de vie, lorsque les conditions thermodynamiques sont les plus défavorable. La masse de bore introduite apporte une anti réactivité d'environ 4500 pcm¹. Cette valeur baisse ensuite au fur et à mesure que le combustible brûle et atteint par exemple 400 pcm pour 41.5 % d'uranium-235 consommé.

- Barre de contrôle

La barre de contrôle centrale en nickel a une efficacité de 17300 pcm. Elle remplit les fonctions de pilotage du réacteur et de compensation de la perte de réactivité suite à la combustion de l'uranium du cœur.

¹ pcm : pour cent mille

Dans le tableau suivant, on peut comparer l'anti réactivité apportée par la barre de contrôle aux autres sources de réactivité ou d'anti réactivité dans le réacteur :

Elément ou effet	Réactivité
Combustible à 20°C sans barre de pilotage, avec dispositif expérimentaux et barres de sécurité en position haute	14 200 pcm
Dispositifs expérimentaux	-4 650 pcm
Bore 10	-4 500 pcm
Barre de pilotage	-17 300 pcm
Coefficient de vide	-0.3 pcm.cm ⁻³
Barres de sécurité avec barres de pilotages sorties	-28 800 pcm
Neutrons retardés	710 pcm

L'efficacité de la barre de contrôle n'est pas linéaire en fonction de sa position. La distribution de flux non homogène le long de l'élément combustible et la dégradation de la barre sont à l'origine de cette non-linéarité.

Les figures suivantes montrent l'évolution mesurée de la cote de la barre durant le cycle du réacteur ainsi que l'efficacité de cette barre. La barre de contrôle présente, lorsqu'elle est neuve, un potentiel d'anti réactivité de 17 300 pcm. Sur la figure nous lisons l'efficacité intégrale, c'est-à-dire l'anti réactivité de la partie de la barre immergée dans le cœur du réacteur.

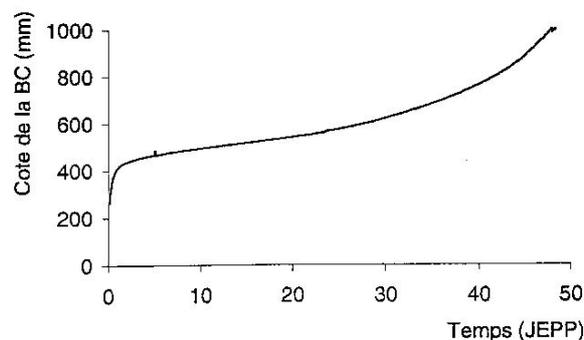


Figure 4 : Evolution de la cote de la barre de contrôle en fonction du temps

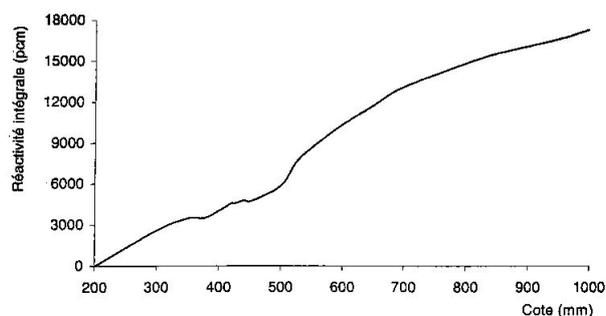


Figure 5 : Evolution de la réactivité intégrale de la barre de contrôle en fonction de sa position

Les neutrons ralentis dans la zone centrale de l'élément combustible provoquent 25 % des fissions. C'est donc un endroit favorable pour contrôler un réacteur à l'aide d'une barre de pilotage, sans provoquer de perturbation notable sur le flux dans le réflecteur. Ceci explique l'emplacement de cette barre.

La barre de contrôle a une durée de vie estimée à 21 cycles de fonctionnement du réacteur. Un cycle à pleine puissance dure 50 jours.

- Barres de sécurité

A ces éléments de contrôle s'ajoutent les barres de sécurités qui sont au nombre de 5. Elles sont légèrement inclinées par rapport à la verticale de sorte que les éléments absorbant qu'elles déplacent viennent se placer de manière tangente à l'élément combustible.

Elles viennent faire écran aux neutrons thermiques rentrant dans le cœur et assurent l'arrêt d'urgence ainsi que la sous criticité lors du chargement du combustible.

L'élément absorbant est un tube en alliage d'argent (80 %), indium (15 %) et cadmium (5 %), de diamètre extérieur 100 mm, d'épaisseur 4 mm et de longueur 2 000 mm. Il est recouvert d'une gaine étanche en nickel électrolytique, de 0.07 mm d'épaisseur destinée à empêcher la corrosion de l'alliage par l'eau lourde du réacteur.

2.2.4 Canaux expérimentaux V4 et H9

Le réacteur à haut flux est équipé de nombreux canaux expérimentaux permettant d'extraire du réflecteur le faisceau de neutrons désiré. Ces canaux sont au nombre de 16 dont 12 dans le plan horizontal et 4 dans le plan vertical.

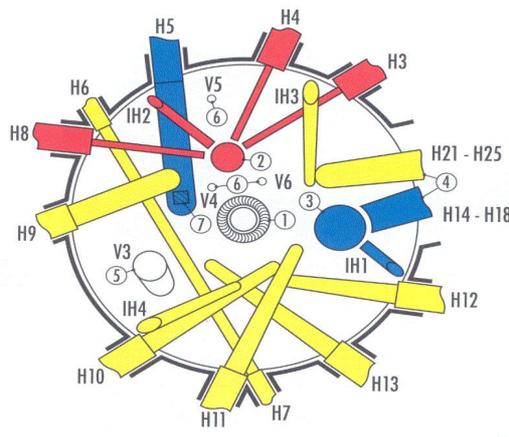


Figure 6 : Positionnement des canaux dans le réacteur à haut flux de l'ILL

Les dispositifs expérimentaux exploités par le SPhN utilisent uniquement les canaux H9 et V4 du réacteur.

- Canal H9

Le flux de neutrons dans le canal H9 atteint presque $6 \cdot 10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ pour une température d'équilibre de l'eau lourde d'environ 50°C . Le flux y est thermalisé à 98 %.

- Canal V4

Le canal V4 est constitué de deux tubes concentriques introduits à l'intérieur d'un doigt de gant qui pénètre avec un léger angle par rapport à la verticale.

C'est au fond du canal V4 que le flux atteint sa valeur maximale dans le réflecteur : $1.8 \cdot 10^{15} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Au fond de ce canal, 85 % des neutrons sont thermalisés.

Il est légèrement incliné par rapport à la verticale afin de diminuer le nombre de neutrons rapides et de gammas entrant à l'intérieur. En effet ceux ci ont une distribution radiale par rapport au cœur.

2.2.5 Sources chaude et froide

Ces deux composants servent à obtenir des neutrons thermalisés à d'autres températures que celle du modérateur (50°C).

La source froide est une sphère de 26 dm^3 refroidit par du deutérium liquide à -250°C . Elle permet d'avoir un spectre de neutrons ultra froid dont l'énergie est inférieure à environ 5 meV .

La source chaude est quand à elle constituée d'un cylindre de graphite de 20 cm de diamètre et de 30 cm de hauteur. Le graphite est maintenu à 2000 K par chauffage nucléaire, grâce à une isolation de laine de graphite de quelques centimètres d'épaisseur.

2.3 Caractéristique thermique du cœur du réacteur

Les principales caractéristiques thermique du réacteur sont représentées ici :

Puissance nominale du réacteur	57.1 MW
Flux calorifique moyen dans le cœur	174 W.cm^{-2}
Température d'entrée d'eau	30°C
Température moyenne de sortie d'eau	48°C

- Fluctuation de la puissance dans le réacteur

La puissance du réacteur connaît des fluctuations durant un cycle de fonctionnement. Ces fluctuations sont dues à l'usure du combustible, à l'évolution de la composition isotopique de celui-ci, à la consommation du bore solide, aux changements de température. Ces fluctuations sont automatiquement compensées par le mouvement de la barre de pilotage. Cependant, ces fluctuations restent très faibles comme le montre la figure suivante :

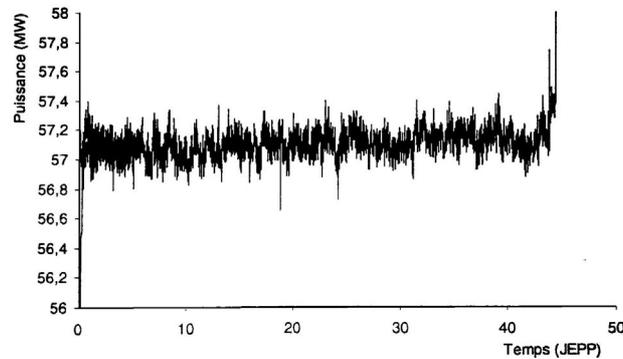


Figure 7 : Puissance du cœur du réacteur mesurée par l'ILL

D'après ces mesures, effectuées par l'ILL, la puissance moyenne du réacteur est de 57,1 MW.

3 Les codes de simulation

Ce stage utilisera deux codes de calcul ayant chacun une fonction propre. Le code MCNP se chargera du transport des particules (neutrons et photons), c'est-à-dire la simulation, en fonction des variables d'espace et d'énergie, de la production des particules, de leurs interactions avec la matière et de leur disparition. Le code MURE s'occupe quand à lui de calculer l'évolution des matériaux, c'est-à-dire de modifier la composition du cœur en fonction du temps.

3.1 Présentation du code MCNP

Le code de simulation Monte-Carlo N-Particle transport (MCNP) est un code pour simuler des processus nucléaires. Il est développé par le Laboratoire national de Los Alamos (Etats-Unis) qui en est propriétaire. Utilisé initialement pour la simulation du transport des neutrons, il est aussi capable de simuler les interactions des électrons ou des photons avec la matière.

MCNP est actuellement l'un des codes de calcul de transport de particules et d'interaction avec la matière les plus utilisés de par le monde. Ses domaines d'application sont très vastes et variés, que ce soit pour la radioprotection, la dosimétrie, l'imagerie médicale, les calculs de réacteurs ou de toute autre installation nucléaire.

MCNP est capable de simuler le transport des neutrons possédant une énergie comprise entre 10^{-11} MeV et 20 MeV ainsi que des photons (de 1 keV à 100 GeV) et des électrons (de 1 keV à 1 GeV). La simulation peut se faire en utilisant uniquement les neutrons, photons ou électrons séparément ou bien en les couplant. C'est-à-dire qu'il est par exemple possible de simuler en même temps le transport des neutrons et des photons.

MCNP est capable de simuler des systèmes complexes en trois dimensions grâce à une géométrie basée sur des cellules. Un cœur, par exemple, sera divisé en une zone contenant le combustible, en une autre représentant l'isolation du combustible avec le milieu extérieur. Chacune de ces zones est une cellule.

3.1.1 Méthode de simulation

La simulation du transport de particule peut se faire selon deux méthodes différentes, à savoir la méthode déterministe ou bien la méthode de type Monte Carlo.

La première consiste en la résolution analytique ou numérique des équations de transport du comportement moyen des particules.

La méthode de Monte Carlo (celle utilisée par MCNP) se propose quand à elle de suivre une particule du début de sa vie jusqu'à sa mort (par exemple lorsqu'elle sort du réacteur). Chaque étape de sa vie étant déterminée par un nombre aléatoire décrivant quelle réaction va se produire, quelle direction le neutron va prendre, etc.

La figure suivante illustre la vie d'un neutron :

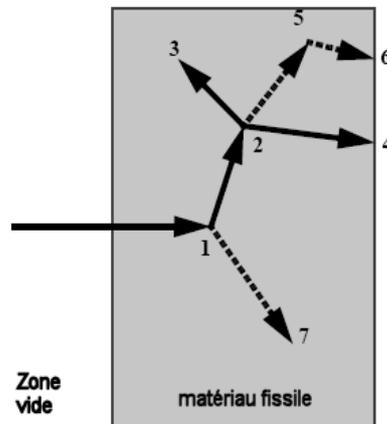


Figure 8 : Principe de la simulation de Monte Carlo

A l'étape 0 le neutron est créé puis à l'étape 1 il fait une collision inélastique avec une autre particule, ceci a pour effet de créer un photon ainsi qu'une déviation du neutron considéré. Le photon est mis de côté pour être analysé plus tard et la simulation du neutron continue. A l'étape 2 une fission se produit, ceci a pour effet l'absorption du neutron ainsi que la création de deux nouveaux neutrons et d'un photon. Le premier neutron meurt par absorption à l'étape 3. Le second meurt également à l'étape 4 en entrant dans la zone vide. Le photon de fission a une collision à l'étape 5 puis fini par sortir et donc mourir. Le premier photon produit est maintenant analysé et il est capturé à l'étape 7.

Il y a plusieurs différences importantes entre une résolution déterministe et une résolution par la méthode de Monte Carlo. En premier lieu la première permet de connaître en tout point de l'espace les valeurs (par exemple le flux de photon) que l'on désire calculer alors que la seconde ne le peut que pour des zones où l'on a créé des compteurs (tallies). Par contre le code Monte Carlo permet de faire la simulation de géométries 3D complexes. Il faut également mentionner que le code Monte Carlo demande beaucoup de temps de calcul : de quelques heures à plusieurs jours si la géométrie est complexe et/ou la précision voulue grande.

3.1.2 Base de données

La simulation numérique d'un système nucléaire fait appel à des bibliothèques de données contenant les informations nécessaires au calcul de l'interaction rayonnement-matière. Selon les applications, les bibliothèques de données peuvent différer dans leur format ou leur contenu. Cependant, elles sont généralement construites à partir d'une source unique : les évaluations au format ENDF (*evaluated nuclear data format*). Ces évaluations combinent des informations expérimentales et théoriques. Elles se présentent sous la forme de fichiers informatiques qui contiennent une description complète des réactions nucléaires induites par un neutron ou une autre particule (photon, électron) sur un noyau donné. Chaque réaction est décrite par une probabilité d'interaction (ou "section efficace") en fonction de l'énergie de la particule incidente, de l'angle d'émission et de l'énergie des particules secondaires produites.

Les bases de données peuvent également contenir d'autres informations telles que

- Les données de diffusion thermique (utiles pour les modérateurs)
- Les différents nucléides produits durant la réaction, en particulier les produits de fission et les produits d'activation
- Les estimations des erreurs de ces quantités

Il existe quatre principales bases de données au format ENDF chacune provenant d'un pays différent :

Base de données	Origine
ENDF/B	Etats Unis
JEFF	Europe
JENDL	Japon
BROND	Russie

Les bases de données européenne (JEFF) et américaine (ENDF/B) sont les plus utilisées au CEA.

Il est possible d'utiliser ces bases de données sous une forme appelé ASCII ou sous une autre appelée BINAIRE. La forme ASCII contient les informations écrites en claire, c'est-à-dire que l'on peut directement les lire grâce à un traitement de texte. L'avantage de ce format est qu'il garantit une précision maximale ainsi qu'une portabilité entre toutes les plateformes. Le format BINAIRE n'est pas lisible sans un logiciel spécial et n'est pas non plus portable sur toutes les plateformes. Cela implique que si la base a été convertie en binaire pour un certain type de machine elle ne sera pas utilisable sur un autre type. De plus il existe deux types de précision : 32 bits (environ 4 milliards de combinaisons) et 64 bits (plusieurs milliard de milliard de combinaisons). En contre partie les bases en binaire sont plus rapides et plus compactes.

3.2 Présentation du code MURE

Le but principal de MURE (MCNP Utility for Reactor Evolution) est de fournir une interface conviviale et portable au code Monte-Carlo MCNP pour, d'une part faire des simulations d'expériences de neutronique avec MCNP, et d'autre part faire des calculs d'évolution de réacteurs (taux de combustion etc.). Cet outil est principalement développé au LPSC de Grenoble, en étroite collaboration avec le groupe PACS de l'IPN d'Orsay. Il s'agit d'un ensemble composé de trois parties permettant de réaliser différentes tâches de façon indépendante.

Le premier module de MURE permet la définition de la géométrie d'un système.

La deuxième partie permet la gestion des données nucléaires utiles à la simulation ; un module permet de construire les sections efficaces des noyaux présents dans un système à la température voulue, et un autre construit l'arbre des relations entre noyaux qui évoluent (réactions nucléaires disponibles et décroissances radioactives).

Le dernier module concerne l'évolution des matériaux proprement dite : ce module dépend bien sûr des autres parties de MURE. Le principe repose sur une alternance successive de calculs MCNP (statique) permettant d'obtenir les flux et sections efficaces à un groupe d'énergie, et de calculs d'évolution permettant d'obtenir les nouvelles compositions pour le calcul MCNP suivant. Cette évolution se fait avec des contraintes définies par l'utilisateur (profil de puissance, réactivité...).

3.2.1 Evolution sous MURE

L'évolution d'un matériau (par exemple le combustible d'un réacteur) ne peut se faire que si l'on connaît l'ensemble des nucléides qui seront créés par réaction nucléaire ((n, γ) , $(n, 2n)$, fission, etc.) ou décroissance radioactive (β , α , capture électronique, etc.). Chaque nucléide possède donc un ou des fils ainsi que un ou des pères, l'arbre de décroissance/réaction des noyaux dont l'on veut simuler l'évolution est construit avant le lancement de la simulation.

Afin de réduire le temps d'exécution de la simulation, MURE effectue quelques simplifications. En effet, dans un réacteur on peut émettre l'hypothèse que le flux est faible (10^{13} à 10^{15} neutrons/cm²/s) par rapport à l'explosion d'une supernova par exemple (jusqu'à 10^{24} neutrons/cm²/s), et donc que les décroissances sont bien plus nombreuses que les réactions nucléaires pour les nucléides à courte durée de vie. De plus la composition d'un réacteur ne change de manière significative qu'au bout de quelques heures.

On peut donc ainsi éliminer de l'arbre les éléments dont la durée de vie est assez courte (par défaut la limite est fixée à 1 heure dans MURE) ainsi que les réactions nucléaires avec ces derniers au profit des décroissances. Les deux figures suivantes illustrent la façon dont ces simplifications sont réalisées dans MURE.

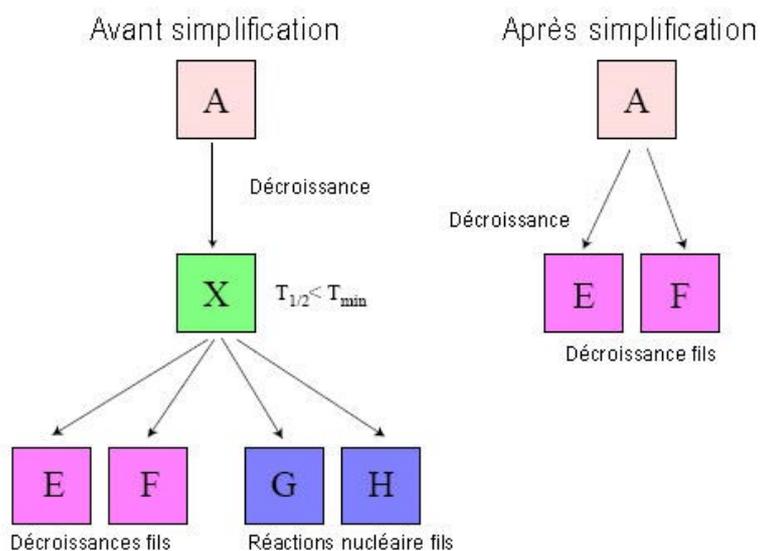


Figure 9 : Simplification de MURE lorsque le produit de la décroissance est un élément X à courte durée de vie

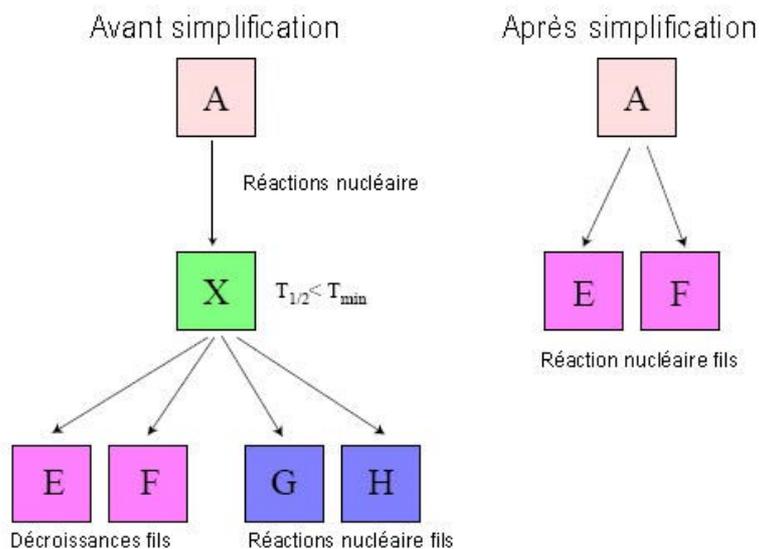


Figure 10 : Simplification de MURE lorsque le produit de la réaction nucléaire est un élément X à courte durée de vie

On remarque sur cette dernière figure que ce sont toujours les décroissances qui sont présentes après simplification puisque, comme expliqué plus haut, elles sont bien plus nombreuses que les réactions nucléaires pour les nucléides dont la demi-vie n'excède pas une heure.

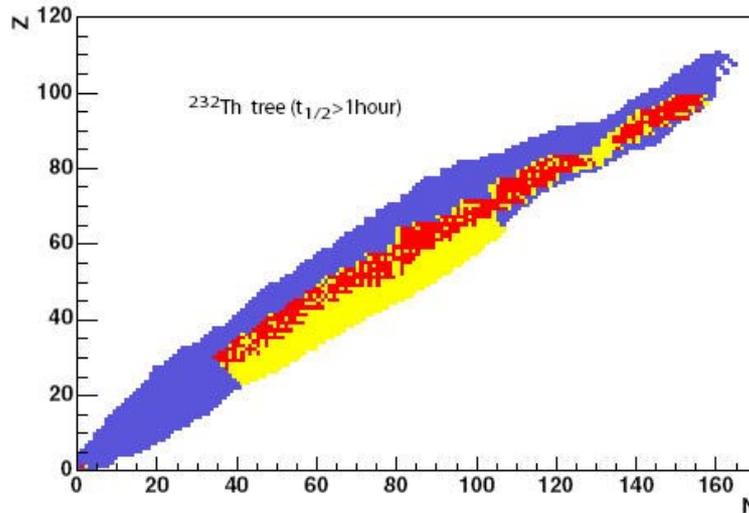


Figure 11 : Exemple de simplification pour le ^{232}Th , les éléments en jaune sont ceux supprimés car leur durée de vie est trop courte ($T_{1/2} < 1$ heure).

Mais il y a encore un autre facteur limitant le nombre de réactions possibles : celui des bases de données. En effet plus la base de données est incomplète et plus le nombre de réactions sera limité. Par exemple pour le ^{232}Th l'arbre devrait compter plus de 2500 nucléides (avec un temps limite de décroissance d'une heure) mais la limitation de la base de données par défaut de MCNP fait que l'arbre n'en compte plus que 1300 environ.

Une fois déterminés les arbres de décroissance/réaction, MURE peut commencer à faire l'évolution de la composition des matériaux. Celle-ci se base sur la résolution des équations de Bateman pour chaque nucléide du matériau que l'on veut faire évoluer. Le principe de fonctionnement est le suivant : L'utilisateur choisit les pas auxquels MURE doit faire une simulation MCNP. MURE exécute donc MCNP aux pas demandés afin d'obtenir un certain nombre d'informations telles que le nombre de fission par neutron et le flux par neutron à travers telle ou telle partie du réacteur. A partir de ces informations MURE en déduit le flux total et d'autres informations qui lui permettent ensuite de faire évoluer chaque matériaux jusqu'au prochain calcul MCNP et ceci grâce aux équations de Bateman. Le prochain appel MCNP se fera donc avec les nouveaux matériaux évolués, on obtient ainsi une évolution des matériaux par pas et non de manière continue.

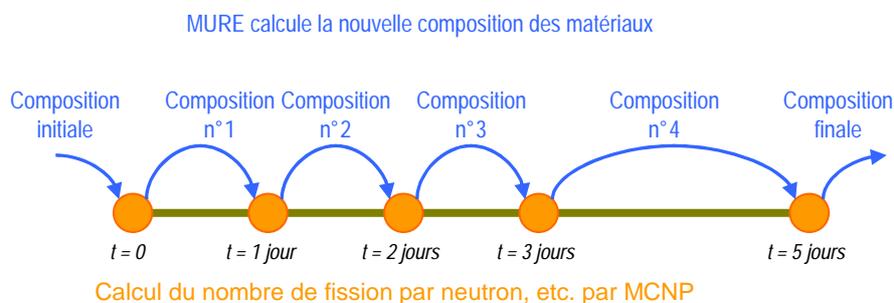


Figure 12 : Exemple de calcul d'évolution avec un pas MCNP variable (1, 2, 3 et 5 jours)

Ceci est le principe de base, en réalité MURE utilise trois niveaux de temps :

- Le premier niveau (Δt_i) est le pas MCNP, c'est-à-dire le pas qui sépare deux appels de MCNP par MURE.
- Le deuxième niveau est la subdivision de chaque Δt_i en un certain nombre de pas δt . Il s'agit de résoudre l'équation de Bateman (à l'aide de Runge-Kutta) avec une section efficace intégrale qui évolue avec le temps. D'autres calculs tels qu'une normalisation du flux pour garder la puissance constante sont également effectués.
- Le troisième niveau est la subdivision plus fine du niveau précédent en pas dt .

La présence du troisième niveau est nécessaire pour une résolution précise à l'aide de Runge-Kutta : MURE fait un calcul au temps $t+2h$ puis deux calculs avec un pas moitié (h) aux temps $t+h$ puis $t+2h$. Les résultats sont ensuite comparés, si l'erreur est trop grande il faut alors diminuer le pas h . Cette méthode permet d'avoir un pas aussi grand que possible tout en contrôlant la précision des calculs.

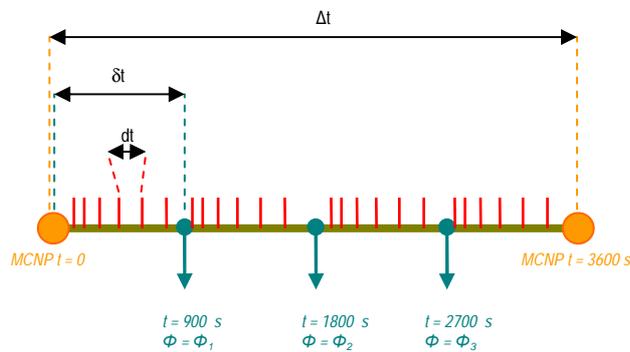


Figure 13 : Exemple de découpage en trois niveaux du calcul de MURE

Il est important de préciser que la simulation est effectuée à puissance thermique constante, en effet c'est grâce à cette donnée que MURE peut déduire des informations retournées par MCNP le flux de neutron sur une cellule par exemple et ainsi calculer l'évolution d'un matériau. Donc si la puissance thermique imposée est plus grande que la réalité, le combustible brûlera plus vite et inversement.

La puissance totale délivrée par le nombre total de fission à un instant par neutron est donnée par la formule suivante :

$$P_{\text{MCNP}} = \sum_j \sum_i N_i^j \sigma_i^j \phi^j \xi$$

Où i correspond au nucléide considéré et j à la cellule considérée. MURE effectue donc la somme sur toutes les cellules ainsi que sur tous les nucléides de chacune de ces cellules.

P_{MCNP}	Puissance délivrée par source de neutrons transportée dans la géométrie
N_i^j	Nombre de nucléides i pouvant fissionner présent dans la cellule j
σ_i^j	Section efficace moyenne de fission pour le nucléide i dans la cellule j
ϕ^j	Flux par unité de surface et par particule source
ξ	Energie délivrée par fission, par défaut 200 MeV

Ainsi le flux de neutrons « réel » peut être obtenu en normalisant le résultat du code MCNP sur la puissance thermique mesurée :

$$\Phi = \alpha \Phi_{\text{MCNP}} \quad \text{avec} \quad \alpha = \frac{P_{\text{thermique}} \text{ (en W)}}{P_{\text{MCNP}} \text{ (en eV/s)} * 1.6 \times 10^{-19}}$$

4 Simulation du réacteur

4.1 Modélisation de la géométrie

4.1.1 Générale

La première étape consiste à définir la géométrie, c'est-à-dire à modéliser le réacteur de l'ILL, dans MURE. Cette étape avait déjà été faite pour MCNP. Le principe de la modélisation sous MCNP repose sur la création de surfaces (plan infini, cylindre infini, sphère, cône, etc.) avec lesquelles on peut faire des unions et des intersections afin de définir des cellules. Les cellules peuvent ensuite contenir un type de matériau et accessoirement des « tallies » (i.e. des compteurs).

Dans l'exemple suivant il est question de modéliser une boîte remplie de 70 % d'hydrogène et de 30 % d'oxygène. Chaque surface définie une partie de l'espace, par exemple un plan perpendiculaire à l'axe \bar{x} ($x = 5$) définira toute la partie de la région à droite de ce plan ($x \geq 5$). Ainsi pour dessiner une boîte il faut 6 plans dont on fait l'intersection. Il faut aussi préciser la partie de l'espace vide, c'est-à-dire la partie de l'espace où les particules seront considérées comme morte une fois qu'elles y entrent.

Définition des cellules, la première colonne est le nom de la cellule, la deuxième la densité, la troisième le numéro du matériau qui est à l'intérieur. Le reste constitue la définition de la géométrie à l'aide des surfaces

La première cellule est l'intérieur du carré
`1 1 -1 2 -3 4 -5 6`

La deuxième cellule est l'extérieur du carré et représente le vide
 L'opérateur : représente une union
`2 0 1 : -2 : 3 : -4 : 5 : -6`

Définition des surfaces

`1 PX 5
 2 PX -5
 3 PY 5
 4 PY -5
 5 PZ 5
 6 PZ -5`

Définition des matériaux

`M1 1001 0.7 80016 0.3`

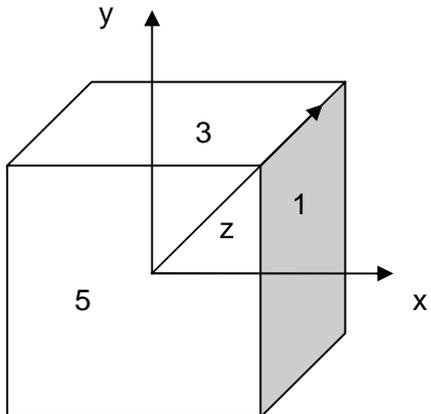


Figure 14 : Exemple de définition d'une géométrie sous MCNP

On remarque ainsi que la modélisation avec cette méthode, même si elle est très efficace, demande très rapidement un grand nombre de lignes de code pour la modélisation détaillée d'un réacteur. Dans notre cas la géométrie représente plus de 1500 lignes.

Pour définir la géométrie sous MURE, la méthode est un peu différente puisqu'on écrit cette fois ci un programme et non de simples instructions dans un fichier. Bien que MURE propose un certain nombre de fonctions simplifiant la géométrie, il propose également des fonctions très ressemblantes à celles utilisées par MCNP.

Si l'on reprend le même exemple que précédemment mais pour MURE cette fois ci :

Définition des surfaces, le premier argument est la normale au plan, puis vient la position et enfin un paramètre de configuration constant

```
Shape_ptr p1(new Plane (1, 0, 0, 5, 1));
Shape_ptr p2(new Plane (1, 0, 0, -5, 1));
Shape_ptr p3(new Plane (0, 1, 0, 5, 1));
Shape_ptr p4(new Plane (0, 1, 0, -5, 1));
Shape_ptr p5(new Plane (0, 0, 1, 5, 1));
Shape_ptr p6(new Plane (0, 0, 1, -5, 1));
```

Définition des cellules, le premier argument de la fonction définit la géométrie, puis viennent d'autres arguments tels que le matériau, la température, etc.

```
Cell c1 = new Cell ( !p1 & p2 & !p3 & p4 & !p5 & p6, m1, 300, ...);
Cell ex = new Cell ( p1 | !p2 | p3 | !p4 | p5 | !p6, 0);
```

Définition des matériaux

```
Material * m1 = new Material (0.);
m1->SetProportionUnits ("at/cm3");
m1->AddNucleus (1, 1, 0.1 * 1.e24 * 0.7);
m1->AddNucleus (8, 16, 0.1 * 1.e24 * 0.3);
```

Figure 15 : Exemple de définition d'une géométrie sous MURE

On remarque de nombreuses ressemblances dans le code, ce qui laisse la possibilité d'effectuer une conversion automatique du type MCNP en type MURE.

C'est cette méthode que j'ai choisie puisqu'elle à l'avantage, une fois le programme de conversion créé, d'être fiable (par exemple au niveau des cotes) et plus rapide que si la géométrie devait être « recréée à la main » pour MURE.

Une application permettant de convertir la géométrie déjà créée sous MCNP en géométrie MURE a été développée. Ceci a été réalisé au moyen d'un programme écrit en C++.

Quelques problèmes se sont néanmoins posés lors de la conversion. Le premier d'entre eux est la non reconnaissance de certains éléments de géométrie par MURE. En effet la modélisation du réacteur de l'ILL utilise des cônes, pour décrire le fond de la cuve du réacteur par exemple. A ce stade il y a deux possibilités : soit modifier MURE afin d'implémenter la surface de type cône soit modifier la modélisation de la géométrie du réacteur afin de ne plus avoir besoin de cône. La durée relativement courte du stage nous a conduits à adopter la seconde solution.

On obtient donc par exemple pour le fond de la cuve l'allure suivante :

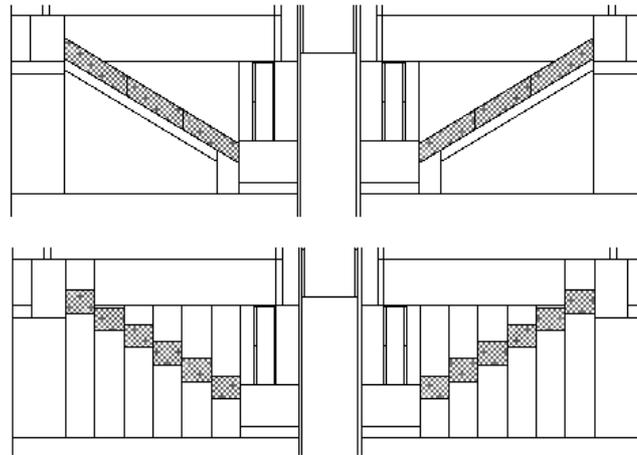


Figure 16 : Comparaison entre un fond de cuve créé avec un cône (en haut) et avec des cylindres (en bas)

MURE ne se contente pas de retranscrire directement la géométrie en langage MCNP mais fait quelques analyses afin de voir par exemple si des cellules sont incorrectement créées. Le problème est que dans certaines configurations (cellule trop complexe par exemple) MURE n'arrive pas à effectuer ce travail. Il faut alors reprendre « à la main » la définition des cellules incriminées et la modifier (par exemple en subdivisant une cellule en plusieurs autres cellules) de façon à ce que les algorithmes de MURE fonctionnent.

Finalement voici l'aspect général du réacteur après modélisation, la Figure 17 représente une coupe verticale du réacteur, on y retrouve le cœur (1), le canal H9 (2) et une des barres de sécurité (3) :

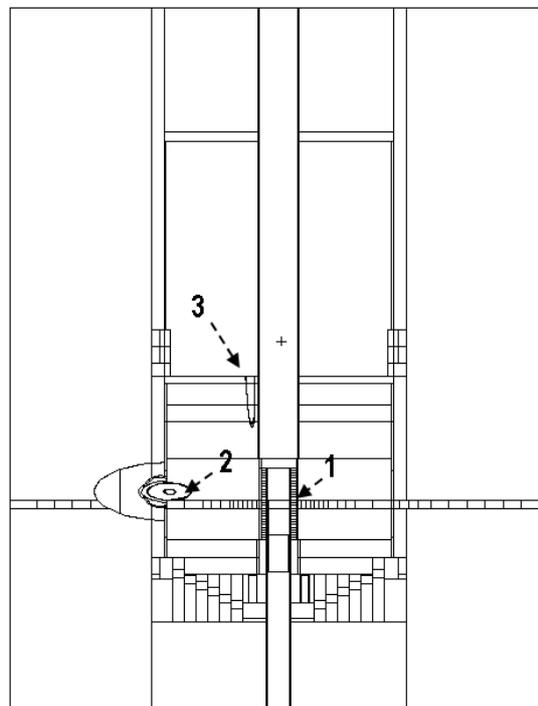


Figure 17 : Aspect général de la modélisation du réacteur

Voici la modélisation plus détaillée des canaux V4 et H9 :

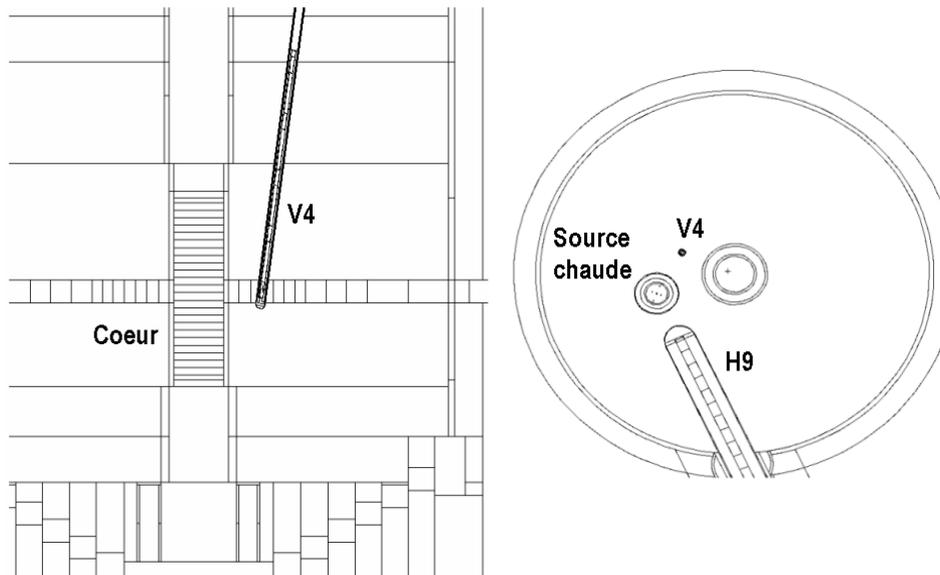


Figure 18 : Aspect de la modélisation des canaux V4 et H9

Ainsi que celle de la source chaude (le graphite se trouve dans la cellule 1 entouré de laine de graphite) :

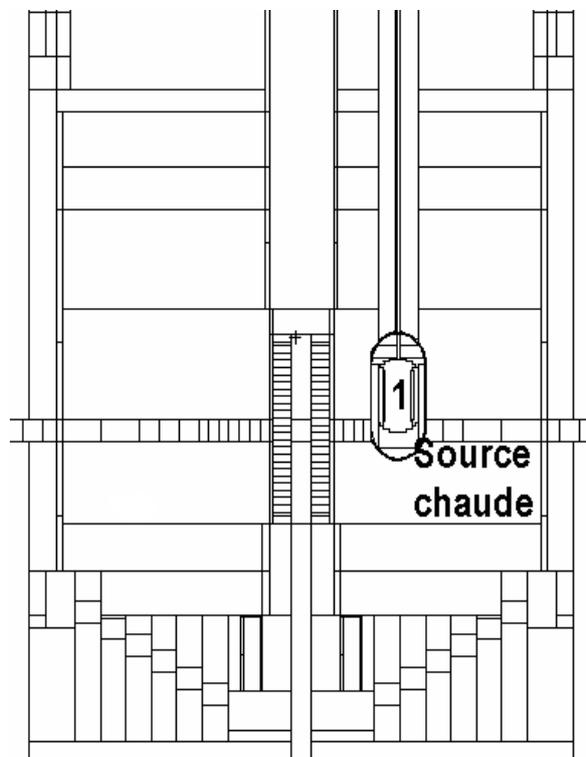


Figure 19 : Aspect de la modélisation de la source chaude

4.1.2 Barre de contrôle

La barre de contrôle est un élément spécial puisque c'est le seul à devoir changer de position pendant la simulation. En effet au tout début du cycle du réacteur la barre est en position haute et au fur et à mesure que le combustible brûle, la barre descend afin d'abaisser le facteur d'anti réactivité qu'elle apporte.

Les informations des positions de la barre peuvent être obtenues auprès de l'ILL. Celles utilisées concernent la période du 22/06/2004 au 08/09/2004 au cours de laquelle des mesures ont été réalisées dans les canaux H9 et V4.

Pour la simulation il a été choisi de faire des « pas MCNP » (Δt) de façon à garder un pas constant dans la cote de la barre de contrôle. En effet au tout début de la simulation et tout à la fin la barre varie beaucoup plus rapidement qu'au milieu du cycle. Utiliser un pas axé sur le temps reviendrait à négliger les variations rapides en début et fin de cycle par rapport à celle en milieu de cycle.

Le graphique suivant représente les valeurs relevées par les techniciens de l'ILL (courbe bleue) et les pas utilisés pour la simulation (point jaune).

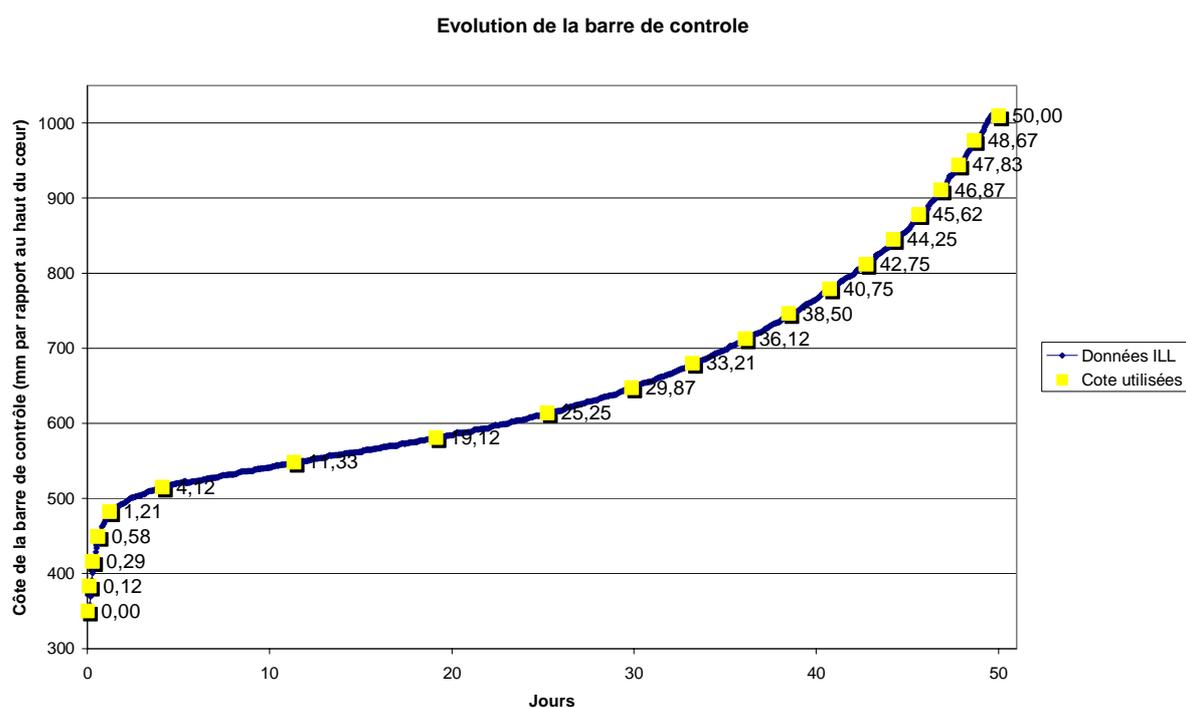


Figure 20 : Evolution de la barre de contrôle au cours du cycle

La Figure 21 illustre la position de la barre de contrôle par rapport à l'élément combustible et son évolution au cours du cycle.

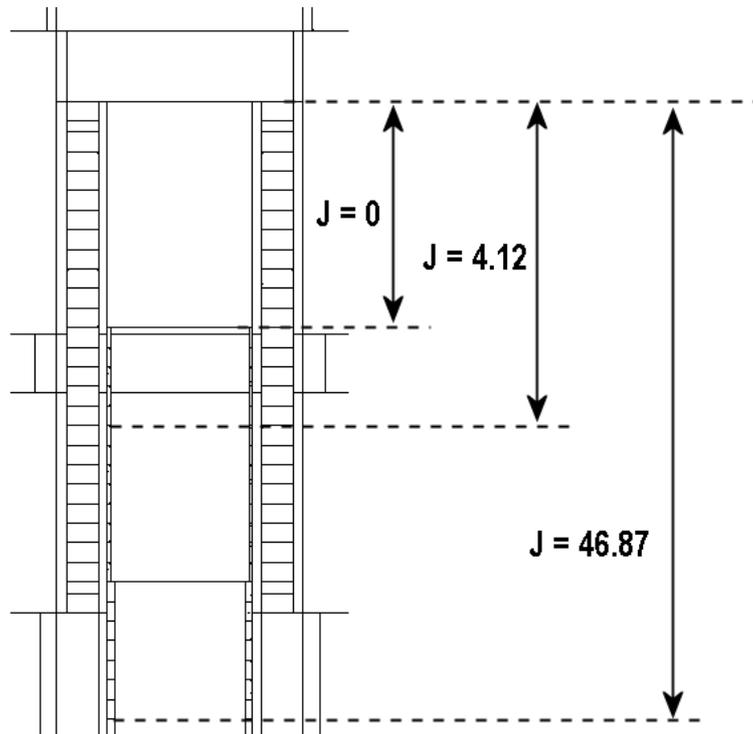


Figure 21 : Représentation graphique de l'évolution de la barre de contrôle

Le nombre de pas a essentiellement été déterminé par le temps de calcul. En effet l'idéal serait d'avoir des pas Δt le plus petit possible afin d'avoir une simulation la plus continue et donc la plus proche de la réalité. Cependant les calculs MCNP sont longs et il n'est pas réaliste d'utiliser des pas trop petits.

Une fois les pas déterminés, il faut implémenter l'évolution de la géométrie due à cette barre. Dans la réalité la barre descend et est remplacée par de l'eau. Il aurait donc été élégant de définir pour la géométrie deux cylindres, l'un rempli d'eau (en haut) et l'autre représentant la barre de contrôle (en bas). La hauteur des deux cylindres évoluant suivant le pas MCNP auquel la simulation se trouve. Cependant ce type de comportement est impossible à avoir avec le couple MURE / MCNP. Il faut utiliser une solution moins souple : la barre de contrôle est divisée en plusieurs cylindres dont on remplace le matériau par de l'eau au fur et à mesure que la simulation avance. MURE propose des fonctions appelées à chaque fin de calcul MCNP qui permettent de faire des tâches personnalisées. C'est donc une de ses fonctions qui a été modifiée (il s'agissait donc de reprogrammer une petite partie de MURE) afin d'implémenter l'évolution de la barre.

Les figures suivantes montrent le remplacement des cellules de la barre par de l'eau au fur et à mesure que la simulation avance (les pas représentés sont les pas MCNP), les numéros des cellules composant le cœur y sont également représentés :

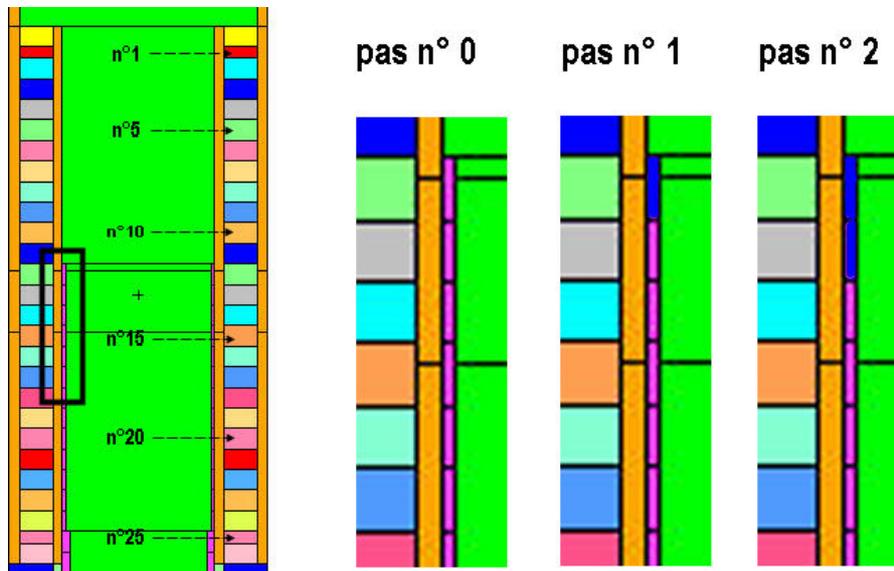


Figure 22 : Evolution de la barre de contrôle

On peut remarquer que la barre de contrôle n'existe qu'à partir du milieu du cœur. En effet les courbes précédentes (Figure 20) ayant montré la variation extrêmement rapide de la barre de contrôle lors du démarrage du réacteur, on suppose que celle-ci est à un peu plus de la moitié du cœur dès le début de la simulation.

L'évolution de la composition du matériau composant la barre de contrôle ne sera pas simulée puisque celle-ci a une durée de vie de 21 cycles combustible. Son évolution sera donc négligée.

4.1.3 Cœur

Etant donné que l'on souhaite simuler l'évolution du cœur du réacteur, il est évident qu'il faut diviser celui-ci en plusieurs parties. En effet s'il n'était composé que d'une seule et unique partie cela reviendrait à dire que toute la composition du cœur change en même temps. Cela est faux puisque les parties situées près des deux couronnes de bore ne vont pas se comporter de la même manière que celles situées au milieu du combustible. On peut également indiquer le rôle du mouvement de la barre de contrôle qui va induire un gradient vertical dans la composition du cœur.

Reste à savoir de quelle manière il faut faire la division du cœur. La géométrie du cœur étant symétrique autour d'un axe vertical, les découpages se feront uniquement dans un plan horizontal. De plus il paraît judicieux de caler les cellules du cœur avec celles de la barre de contrôle afin de pouvoir évaluer l'influence de la barre.

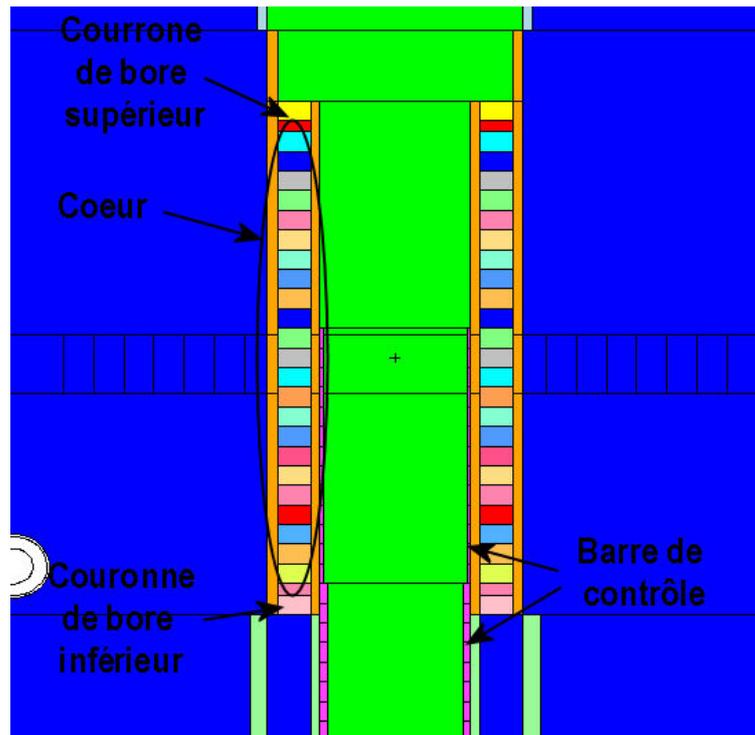


Figure 23 : Vue du cœur

Le bore, situé en haut et en bas du cœur, ayant une durée de vie égale à celle du cœur il faudra également calculer son évolution.

La simulation ne fera donc évoluer que les matériaux du combustible ainsi que de la couronne de bore, tous les autres matériaux ne changeant que très peu de composition.

4.2 Configuration des bases de données

Le choix et l'utilisation d'une base de données fait intervenir plusieurs paramètres tels que le contenu de celle-ci, la compatibilité avec MCNP et MURE, etc.

Le premier problème à été de faire fonctionner MCNP et MURE avec des bibliothèques communes. En effet MURE ne peut fonctionner qu'avec des bibliothèques en mode binaire 32 bits. Si l'on utilise les mêmes bibliothèques pour MCNP celui-ci n'arrive pas à effectuer ces calculs car la précision de 32 bits est trop faible dans notre cas. De plus MCNP ne supporte pas les bibliothèques binaires 64 bits. La solution a donc été de faire fonctionner MCNP et MURE avec des bibliothèques séparées, binaire 32 bits pour MURE et ascii pour MCNP (cf. Figure 24).

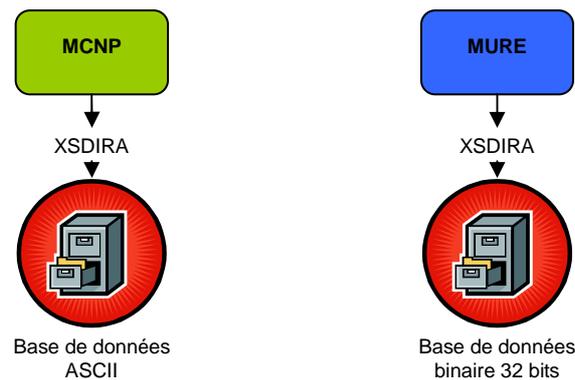


Figure 24 : Utilisation des bibliothèques avec le couple MCNP/MURE

Les premières bibliothèques utilisées sont celles livrées par défaut avec MCNP, elles ont l'avantage d'être parfaitement compatibles avec ce dernier mais sont anciennes et ne sont calculées qu'à une seule température : 300 K.

J'ai également eu à ma disposition d'autres bibliothèques plus récentes telles que JEFF-3.1, disponible à plusieurs températures, permettant ainsi de simuler les matériaux entre 300 K et 1800 K :

Milieu	Température
Cœur	423 K
Réflecteur d'eau lourde	328 K
Source chaude	1800 K

Il est à noter que la source froide étant à environ 23 K il n'était pas possible avec cette bibliothèque de la simuler correctement. Néanmoins ceci n'est pas problématique puisqu'elle est « loin » des canaux H9 et V4 et aura donc peu d'influence.

Les tests réalisés avec la bibliothèque JEFF-3.1 ont butés sur des problèmes de compatibilité de certains fichiers qui n'ont pas pu être résolus dans le temps imparti. La simulation s'est donc faite avec les bibliothèques MCNP d'origine. Seule la source chaude utilise des données JEFF-3.1 et est donc à la bonne température.

Ceci pose deux problèmes :

- L'utilisation de données anciennes
- Une température uniforme pour presque tous les matériaux y compris le cœur et le réflecteur en eau lourde

5 Analyse des résultats

Les simulations MCNP demandent des temps de calcul assez longs (de quelques heures à quelques jours).

Lorsqu'il s'agit de faire des tests ou d'observer les propriétés neutroniques du cœur, un nombre de neutrons limité suffit. En revanche pour regarder le flux au niveau des canaux H9 et V4 le nombre de neutron simulé doit être bien plus important. Dans cette simulation un nombre de 150 000 neutrons permet d'avoir une bonne statistique pour le cœur mais est par contre largement insuffisant pour H9 et V4 comme en témoigne le graphique suivant :

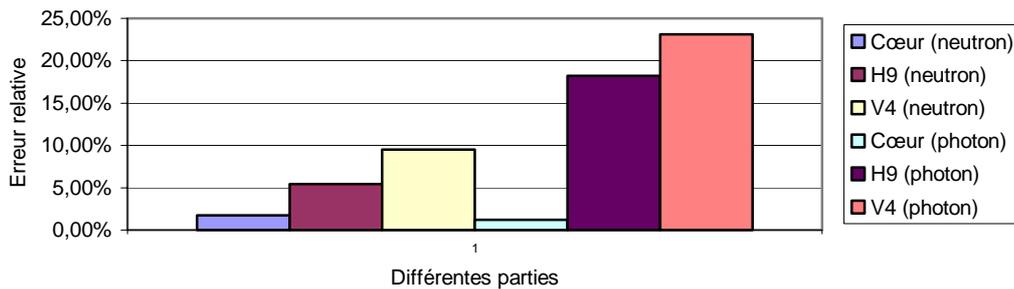


Figure 25 : Erreur relative pour différentes parties du réacteur (150 000 neutrons)

Le calcul d'évolution des matériaux du cœur peut donc se contenter de seulement 150 000 neutrons. En revanche, si l'on veut observer le flux de neutron ou de photon dans H9 et V4 ceci est largement insuffisant.

L'erreur relative variant en $\frac{1}{\sqrt{\text{nombre de neutron}}}$ il faut largement augmenter le nombre de neutrons. Pour une simulation avec 5 000 000 de neutrons les erreurs sont acceptables.

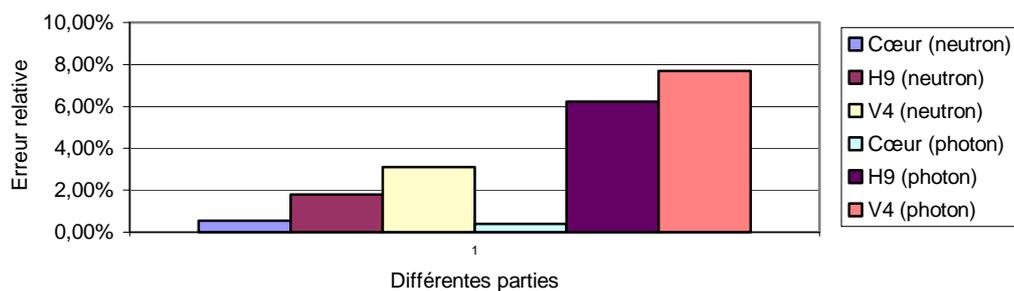


Figure 26 : Erreur relative pour différentes parties du réacteur (5 000 000 de neutrons)

Mais le problème d'une telle quantité de neutrons est que cela demande, sur un ordinateur normal, un temps de calcul considérable. Le CEA dispose de machines dédiées aux calculs massivement parallèles, mais MURE n'est pas conçu pour le calcul sur plusieurs processeurs et ne peut donc pas en bénéficier.

La solution a donc été de faire fonctionner MURE et MCNP avec un nombre de neutrons réduit, typiquement 150 000, afin de simuler l'évolution du combustible et du bore. Puis de

reprenre les fichiers de sortie de MURE (avec la composition modifiée) et de cette fois faire uniquement fonctionner MCNP en parallèle sur les ordinateurs dédiés afin d'avoir de bonnes statistiques sur les canaux H9 et V4.

5.1 Evolution de la composition

On s'intéresse en premier lieu à l'évolution de la composition du cœur.

L'uranium 235 étant le combustible largement majoritaire, et la puissance thermique étant gardée constante, sa masse diminue naturellement de façon linéaire. Elle passe de 8.6 kg dans tout le cœur à 4.9 kg en fin de cycle, soit un taux de combustion de 43 %.

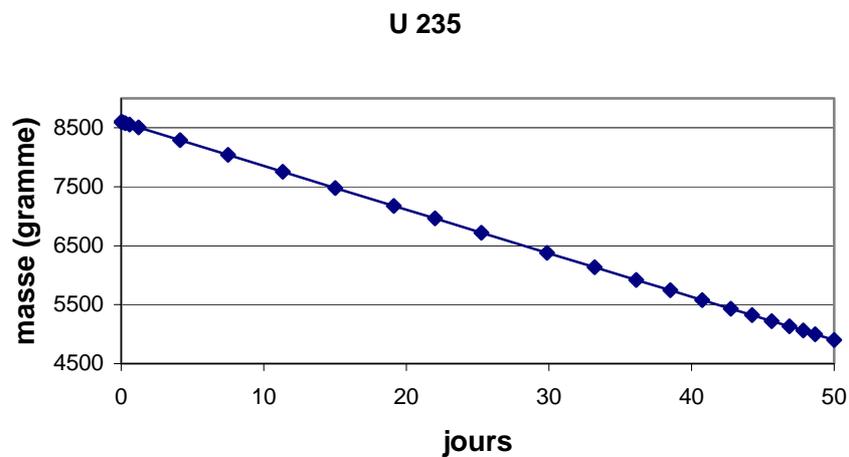


Figure 27 : Evolution de la concentration en uranium 235 du cœur

Les neutrons thermiques assurent l'essentiel de la combustion de l'uranium 235, les neutrons rapides quand à eux, peuvent induire la fission rapide de l'uranium 238. Mais cet effet demeure largement minoritaire (taux de combustion de seulement 5.6 % pour une masse de départ de 653 grammes).

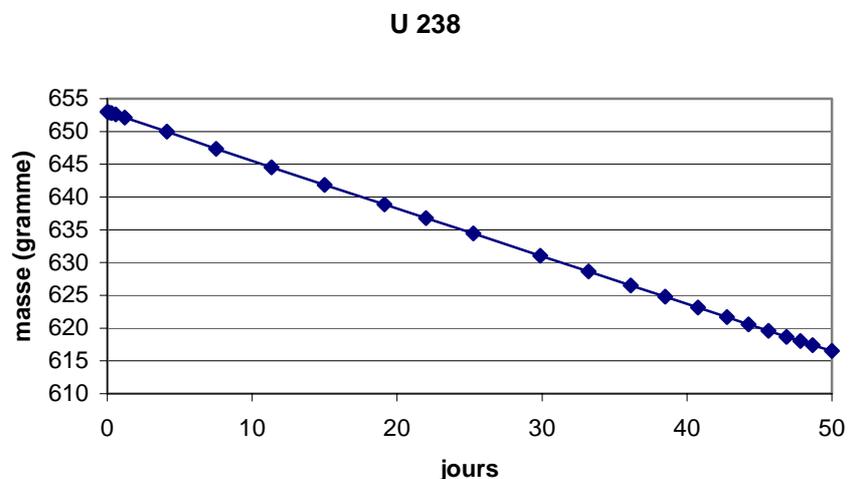


Figure 28 : Evolution de la concentration en uranium 238 du cœur

La production de plutonium 239 reste faible durant tout le cycle puisqu'elle n'atteint qu'une valeur de 18 grammes dans tout le cœur.

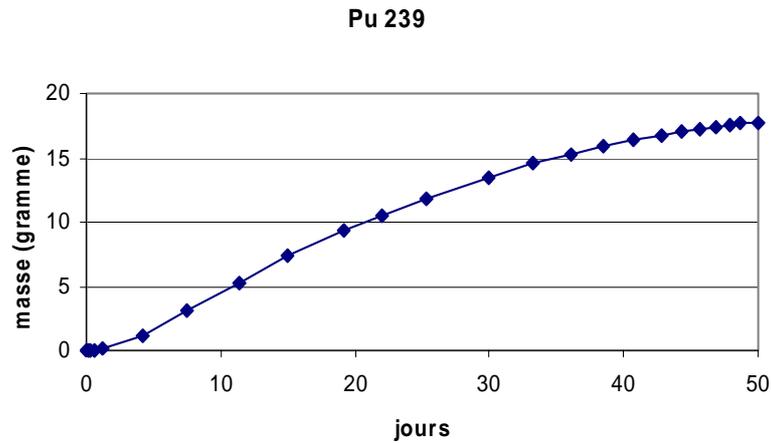


Figure 29 : Evolution de la concentration en plutonium 239 du cœur

Les deux principaux poisons (^{135}Xe , ^{149}Sm) produits au cours de la fission sont également en très faible quantité comme on peut l'observer sur les figures suivantes. Il y a équilibre entre création et disparition au sommet de chacune de ces deux courbes. La disparition prend ensuite l'avantage. Elle est peu importante pour le samarium 149 qui est quasiment stable (durée de vie égale à $2 \cdot 10^{15}$ ans) mais devient plus importante dans le cas du xénon 135 qui à une durée de vie beaucoup plus courte (9 heures).

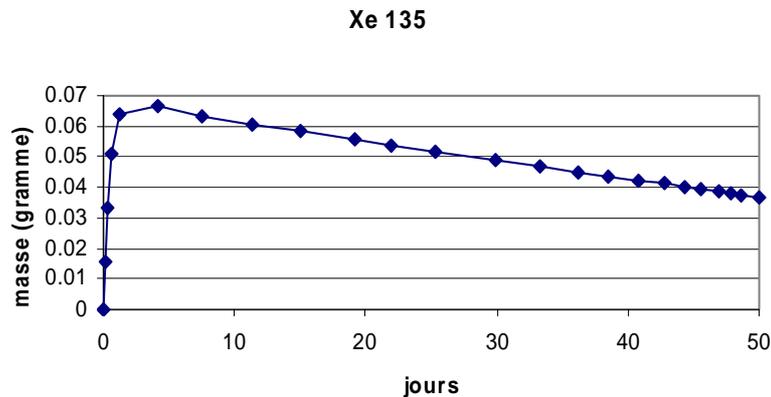


Figure 30 : Evolution de la concentration en xénon 135 du cœur

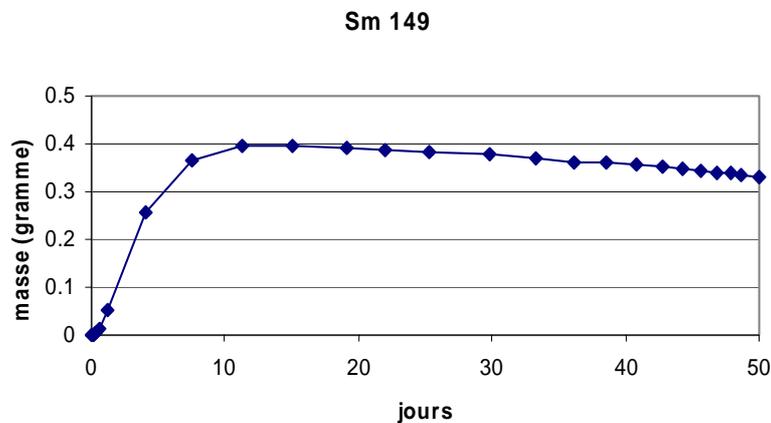


Figure 31 : Evolution de la concentration en samarium 149 du cœur

La puissance étant gardée constante, le nombre de fission change peu et la concentration en produit de fission augmente donc de manière linéaire :

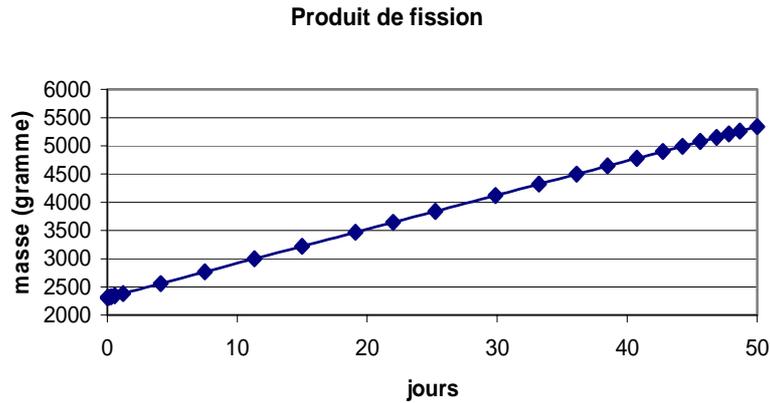


Figure 32 : Evolution de la concentration en produit de fission du cœur

Les actinides mineurs (^{237}Np , ^{241}Am , ^{245}Cm , ...) ont une concentration qui augmente mais restent très minoritaires.

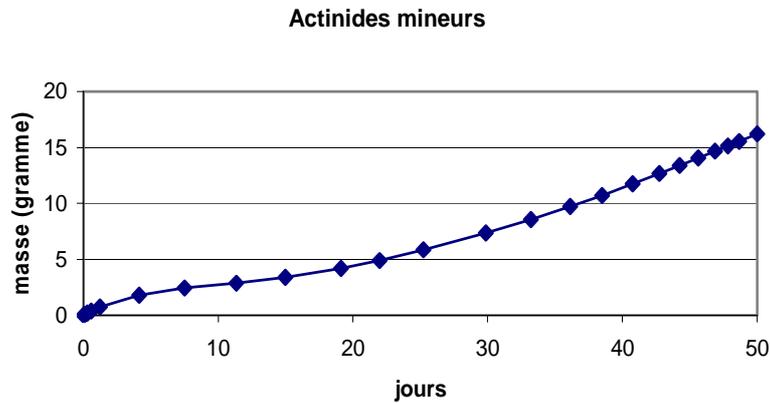


Figure 33 : Evolution de la concentration en actinides mineurs du cœur

L'évolution du bore 10 est représentée ici pour les deux cellules placées de part et d'autre de l'élément combustible. Comme l'on pouvait le pressentir, la cellule en haut du cœur consomme son bore beaucoup plus vite que celle du bas. Ceci est du à la très faible influence de la barre de contrôle sur la cellule du haut. On s'attend donc à avoir une augmentation du flux thermique sur la partie haute du cœur au fur et à mesure de l'évolution puisque le bore disparaît.

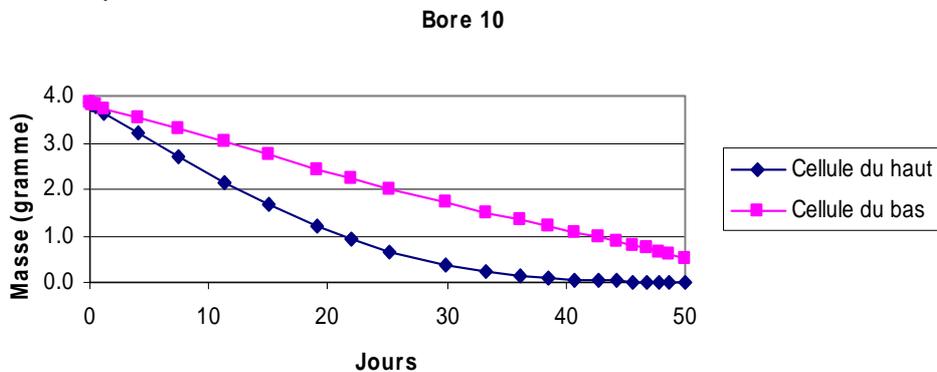


Figure 34 : Evolution de la concentration du bore 10

Voici l'évolution de la teneur en uranium 235 dans les cellules du cœur, et ceci pour trois dates différentes : au démarrage, en milieu de cycle et en fin de cycle. La cellule 1 représente la cellule tout en haut du cœur tandis que la cellule 25 représente celle tout en bas (cf. Figure 22). La cellule 1 et la cellule 25 ayant des volumes différents, la masse a été normalisée au même volume que les autres cellules.

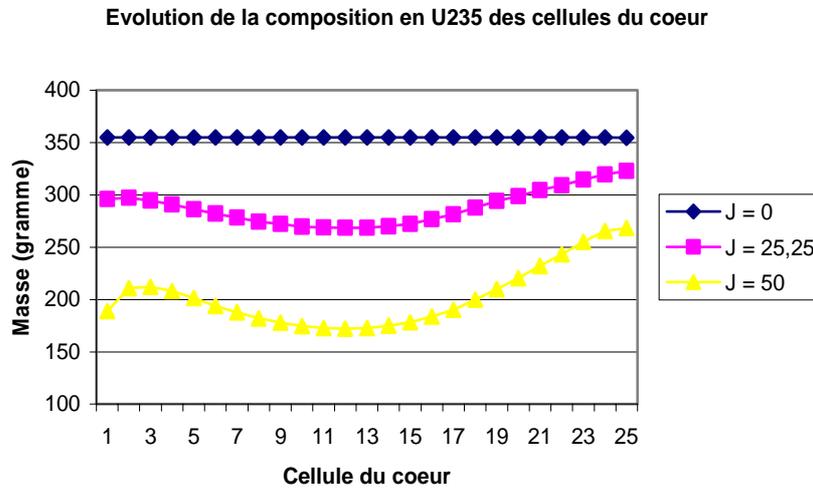


Figure 35 : Evolution de la teneur en uranium 235 dans les cellules du cœur

Outre le fait que la masse d'uranium décroît avec le temps, trois choses intéressantes sont à remarquer.

En premier lieu, la partie centrale a été plus consommée que les extrémités. Ceci indique la présence d'un flux plus important au milieu du cœur.

Ensuite on peut remarquer une dissymétrie, en effet la combustion n'est pas symétrique par rapport au milieu du cœur (cellule 13). Ceci provient très probablement du retrait de la barre de contrôle et de son remplacement par de l'eau lourde. En effet, cette dernière ralentit mieux les neutrons (sans les absorber) et augmente ainsi la probabilité de fission de l'uranium-235.

Enfin les cellules placées en haut du cœur présentent un déficit en uranium 235. Une explication possible est la consommation du bore 10 qui produit du lithium 7 (et un alpha). Le lithium 7 est léger et peu absorbant (sa section efficace de capture est plus faible que celle de l'hydrogène), c'est donc un bon modérateur. Il se peut que le flux de neutrons thermiques au voisinage de ces cellules contenant le lithium 7 soit plus important qu'ailleurs dans le cœur. La cellule de combustible voisine reçoit alors un flux de neutrons thermiques plus important, d'où une combustion plus importante. Cette hypothèse se confirme si l'on regarde l'évolution de la concentration en lithium 7 des deux couronnes de bore. Elles suivent la même évolution, mais en sens inverse, que le bore.

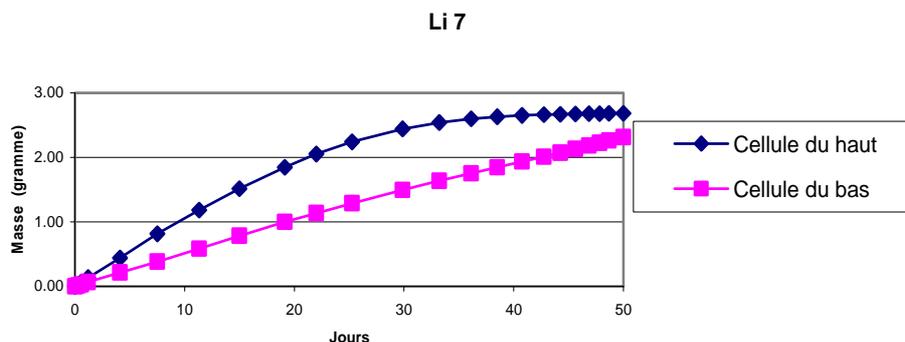


Figure 36 : Evolution de la concentration en lithium 7 pour les deux cellules de bore 10

5.2 Evolution du flux

Voici la répartition spatiale du flux de neutron et de photon au niveau du cœur. Le chiffre 1 correspond à la cellule du cœur en haut et le numéro 25 à la cellule tout en bas du cœur (cf. Figure 22).

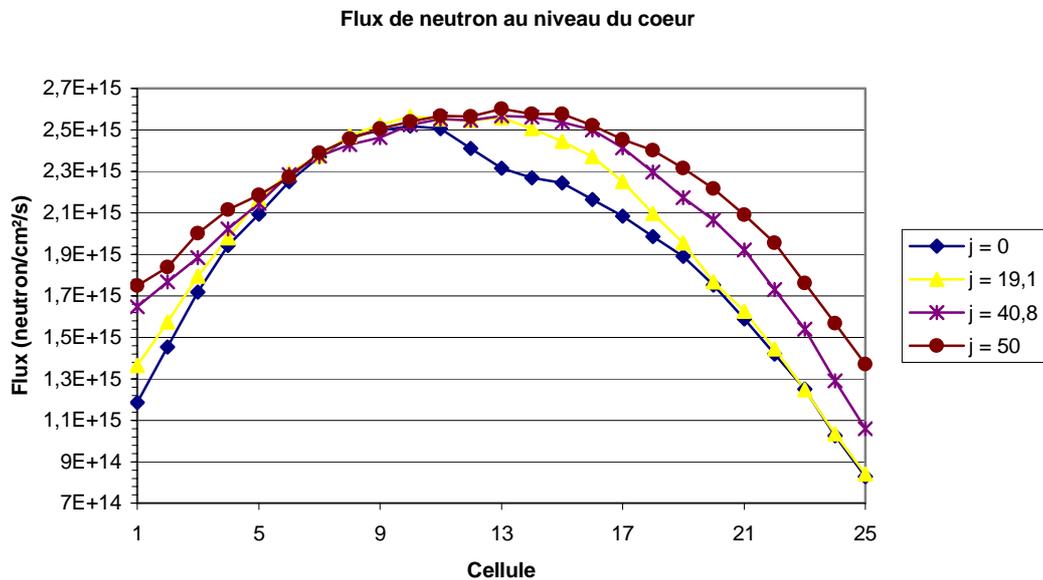


Figure 37 : Répartition spatiale du flux de neutron au niveau du cœur

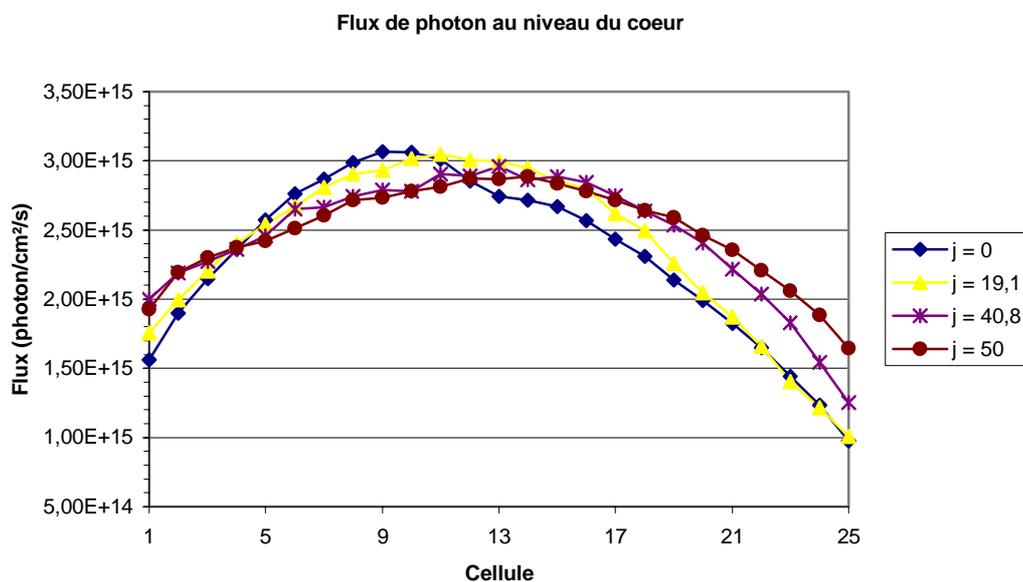


Figure 38 : Répartition spatiale du flux de photon au niveau du cœur

Comme la composition l'indiquait le flux de neutron est plus élevé au centre du cœur que sur les côtés.

Outre ceci, on note également deux phénomènes :

- Une élévation du flux sur les cellules du haut due à la disparition du bore 10
- Un décalage du flux vers les cellules du bas. En effet la barre de contrôle se déplaçant de haut en bas, le flux suit également ce déplacement puisque l'apport d'anti réactivité disparaît lorsque la barre de contrôle descend.

Le flux de photon possède quand à lui une allure très proche de celui des neutrons, ceci est normal car les neutrons sont principalement émis par fission qui émet également des photons.

Voici à présent l'évolution du flux de neutrons et de photons dans le canal V4, l'indice 1 correspond à la cellule la plus proche du cœur tandis que l'indice 9 correspond à la cellule la plus éloignée :

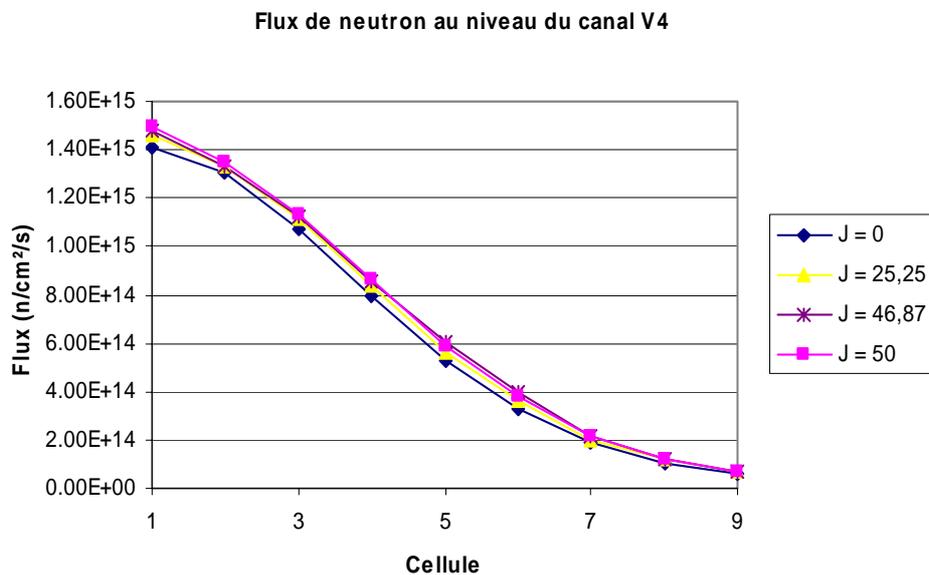


Figure 39 : Flux de neutron dans le canal V4

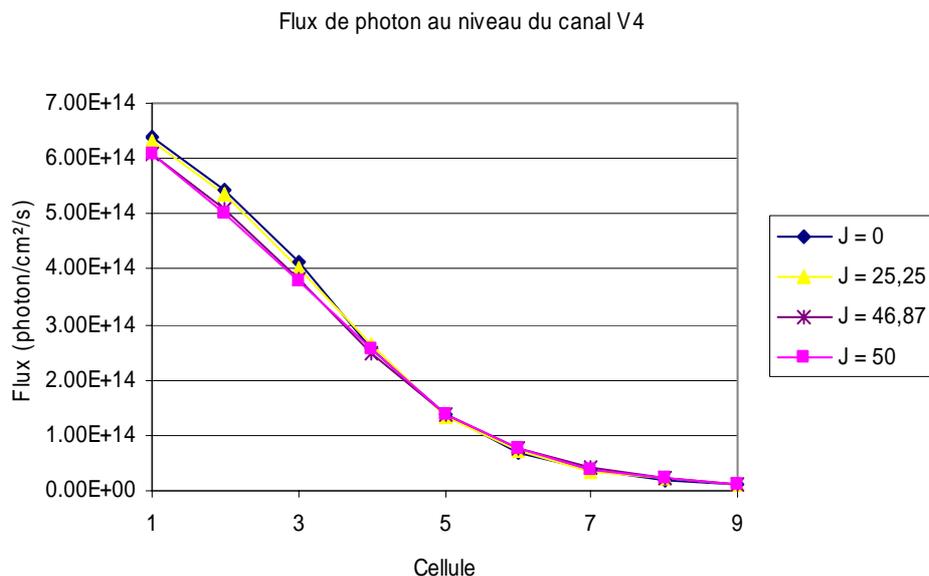


Figure 40 : Flux de photon dans le canal V4

Comme l'on pouvait le pressentir les flux décroissent avec l'éloignement au cœur. De même que précédemment les flux de photons et de neutrons ont la même allure. Le flux de neutron passe d'une valeur d'environ $1.4 \cdot 10^{15}$ à $7.2 \cdot 10^{13}$ neutrons/cm²/s, il a donc été divisé par environ 9. Le flux de photons passe de $6.2 \cdot 10^{14}$ à environ $1.2 \cdot 10^{13}$ photons/cm²/s, la diminution est donc plus importante puisque le flux est divisé par environ 50. Ceci peut probablement s'expliquer par une atténuation plus importante des gammas que des neutrons dans l'eau lourde. Si l'on prend un coefficient d'atténuation linéique de 0.05 cm^{-1} (cas de l'eau lourde) pour des gammas de 2 MeV, et si l'on pose :

N_0	le nombre de photons au départ
N	le nombre de photons à l'arrivé
μ	le coefficient d'atténuation linéique
X	la distance parcouru par les gammas

Il est alors possible d'utiliser la formule suivante : $\frac{N}{N_0} = e^{-\mu X}$

En prenant un flux moyen au niveau du cœur de $2.5 \cdot 10^{15}$ photons/cm²/s on trouve que la première cellule de V4 se trouve à environ 28 cm du cœur, en réalité elle est à 31 cm. Si l'on s'intéresse maintenant à la plus lointaine cellule de V4 on trouve une distance de 107 cm, elle en réalité de 110 cm. Ce simple calcul permet de confirmer l'ordre de grandeur de l'atténuation des gammas par l'eau lourde.

Voici le flux de neutron et de photon dans le canal H9, l'indice 1 correspond à la cellule la plus proche du cœur tandis que l'indice 8 correspond à la cellule la plus éloignée :

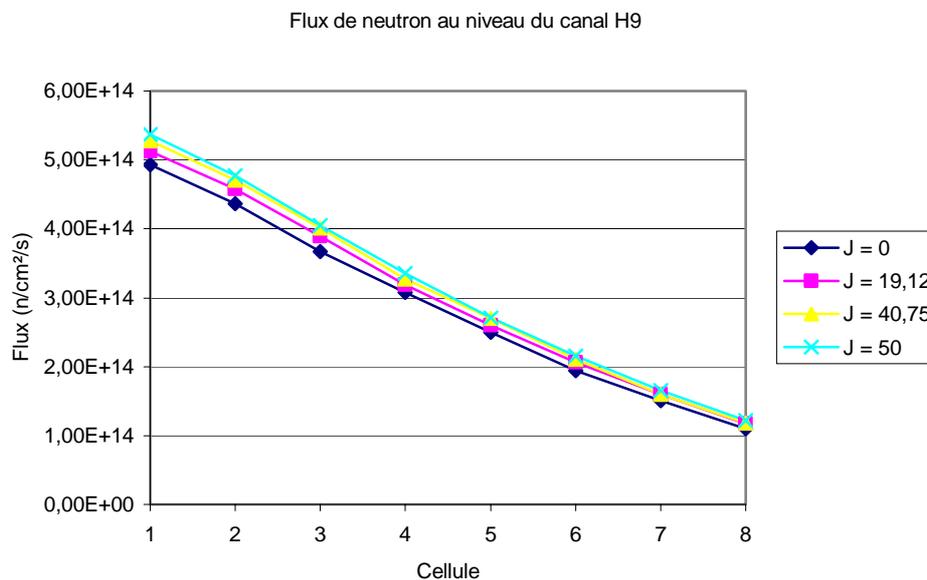


Figure 41 : Flux de neutrons dans le canal H9

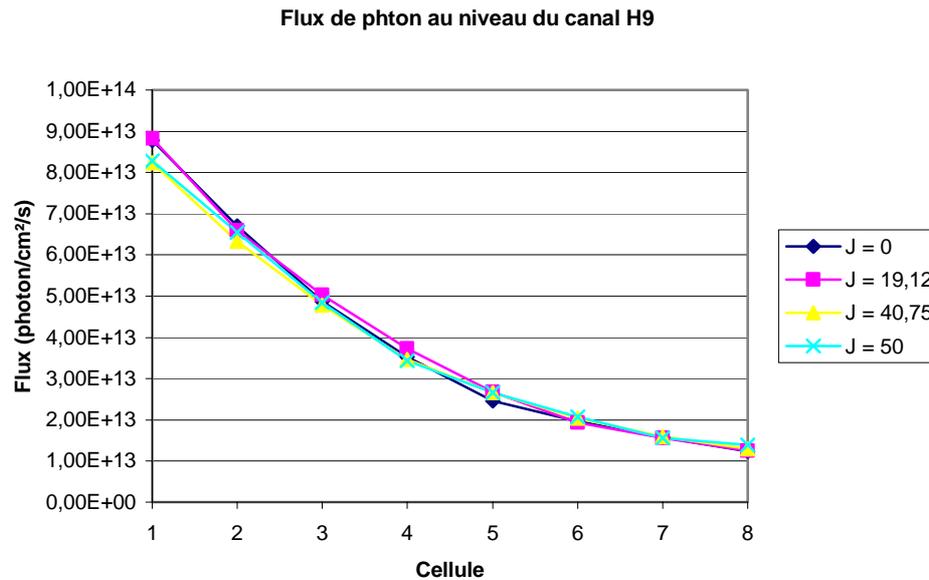


Figure 42 : Flux de photon dans le canal H9

Comme pour le canal V4 les flux du canal H9 décroissent avec l'éloignement au cœur. Le flux de neutron passe d'une valeur d'environ $5.2 \cdot 10^{14}$ à 10^{14} neutrons/cm²/s soit une division par 5 du flux. Le flux de photons passe de $9 \cdot 10^{13}$ à $1.3 \cdot 10^{13}$ photons/cm²/s soit un flux divisé par 7. En suivant le même raisonnement que pour le canal V4 on retrouve les distances d'éloignement des cellules du canal H9 avec à peu près la même précision (66 cm au lieu de 62 cm pour la cellule la plus proche et 105 cm au lieu de 113 cm pour la cellule la plus éloignée).

L'augmentation général du flux de neutrons avec le temps se fait un peu ressentir sur les cellules des canaux H9 et V4 les plus proches du cœur mais disparaît presque dès que l'on s'en éloigne. Au contraire, le flux de photon a tendance à baisser un peu.

6 Conclusions

L'étude que nous avons réalisée a porté sur l'évolution du réacteur de l'ILL au cours d'un cycle complet à pleine puissance (50 jours). Les simulations effectuées ont intégrées l'évolution de la composition de l'élément combustible ainsi que les mouvements de la barre de contrôle en fonction du temps. Afin d'utiliser le code MURE il a d'abord été nécessaire d'adapter à ce code la modélisation de la géométrie du réacteur auparavant réalisée pour le code MCNP. La nouvelle modélisation a ensuite été convertie dans le format du code MURE. L'utilisation de bibliothèques en format ASCII pour MCNP et en format binaire pour MURE a permis de concilier les contraintes propres à ces deux codes. A savoir, la nécessité pour MCNP de disposer de bibliothèques en format ASCII ou binaire 64 bits pour des calculs précis et l'obligation pour MURE d'utiliser des bibliothèques au format binaire 32 bits. Enfin, le découplage entre les calculs d'évolution réalisés avec MURE et les simulations MCNP ont permis d'utiliser ce dernier en parallèle sur plusieurs processeurs et d'atteindre ainsi une précision statistique acceptable dans un temps raisonnable. L'analyse des calculs effectués par le couple MCNP / MURE démontre la cohérence des résultats obtenus lors de ce stage (aspects des flux de photon et neutrons, évolution des matériaux composant le cœur).

Il serait intéressant par la suite de remédier aux problèmes rencontrés lors de l'utilisation de bibliothèques MCNP récentes afin d'avoir des matériaux à une température plus proche de la réalité. Ceci se révélera probablement assez important dans le cas du réflecteur d'eau lourde et du cœur.

Ce stage aura été très bénéfique tant du point de vue technique que d'un point de vue relationnel. En effet, j'ai pu aborder certains aspects de la simulation en utilisant un code de transport très performant à savoir MCNP ainsi qu'un code d'évolution très récent, MURE. Il m'a également été possible de comprendre plus précisément le fonctionnement d'un réacteur de recherche.

Durant cette période de stage j'ai bénéficié d'un très bon accueil de la part des chercheurs du SPhN ainsi que d'un bon encadrement. Je tiens tout particulièrement à remercier Emmeric DUPONT, Alain LETOURNEAU, Olivier BRINGER, Stefano PANEBIANCO ainsi que l'ensemble des chercheurs du SPhN pour les bonnes conditions de travail qui m'ont été offertes durant ce stage.

7 Bibliographie

- le projet Mini-Inca <http://www-dapnia.cea.fr/Sphn/MNM/Projets/>
“Thermal neutron capture cross-section measurements of ^{243}Am and ^{242}Pu using the new mini-INCA α - and γ -spectroscopy station”,
F. Marie *et al.*, NIM A556 (2006) 547
- l'Institut Laue-Langevin <http://www.ill.fr/>
“On the fuel cycle and neutron fluxes of the High Flux Reactor at ILL Grenoble”
D. Ridikas *et al.*, Proceedings of the Fifth International Specialist's Meeting SATIF-5, OECD/NEA, Paris, France, 2000, page 383.
- le code MCNP <http://mcnp-green.lanl.gov/>
“MCNP – A General Monte Carlo N-particle Transport Code, Version 4C”,
Los Alamos National Laboratory (LANL), NM, USA, LA-13709-M, 2000.
- le code MURE <http://lpsc.in2p3.fr/gpr/MURE/html/MURE/>
“MURE : MCNP Utility for Reactor Evolution – Description of the methods, first applications and results”,
O. Méplan *et al.*, Proceedings of the European Nuclear Conference (ENC 2005),
Versailles, France, 2005.
- les bases de données <http://www.nndc.bnl.gov/ndf/>
“ENDF-201 – ENDF/B-VI Summary Documentation”,
National Nuclear Data Center (NNDC), Brookhaven National Laboratory (BNL), USA,
BNL-NCS-17541 (1991-1996).

“The JEFF-3.1 Nuclear Data Library”,
OECD/NEA Data Bank, JEFF report 21, 2006.

*“Processing of the JEFF-3.1 Cross Section Library into a Continuous Energy
Monte Carlo Radiation Transport and Criticality Data Library”*,
OECD/NEA Data Bank, NEA/NSC/DOC(2006)18, page 49.