



HAL
open science

Neutronic study of the mono-recycling of americium in PWR and of the core conversion INMNSR using the MURE code

Robert Sogbadji

► **To cite this version:**

Robert Sogbadji. Neutronic study of the mono-recycling of americium in PWR and of the core conversion INMNSR using the MURE code. Other [cond-mat.other]. Université Paris Sud - Paris XI; University of Ghana, 2012. English. NNT : 2012PA112130 . tel-00843688

HAL Id: tel-00843688

<https://theses.hal.science/tel-00843688>

Submitted on 12 Jul 2013

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

SYNTHESE EN FRANÇAIS

TITRE: NEUTRONIC STUDY OF THE MONO-RECYCLING OF AMERICIUM IN PWR AND OF THE CORE CONVERSION IN MNSR USING THE MURE CODE

RÉSUMÉ

Le code MURE est basé sur le couplage d'un code Monte Carlo statique et le calcul de l'évolution pendant l'irradiation et les différentes périodes du cycle (refroidissement, fabrication). Le code MURE est ici utilisé pour analyser deux différentes questions : le mono-recyclage de l'Am dans les réacteurs français de type REP et la conversion du cœur du MNSR (Miniature Neutron Source Reactor) au Ghana d'un combustible à uranium hautement enrichi (HEU) vers un combustible faiblement enrichi (LEU), dans le cadre de la lutte contre la prolifération. Dans les deux cas, une comparaison détaillée est menée sur les taux d'irradiation et les radiotoxicités induites (combustibles usés, déchets).

Le combustible UOX envisagé est enrichi de telle sorte qu'il atteigne un taux d'irradiation de 46 GWj/t et 68 GWj/t. Le combustible UOX usé est retraité, et le retraitement standard consiste à séparer le plutonium afin de fabriquer un combustible MOX sur base d'uranium appauvri. La concentration du Pu dans le MOX est déterminée pour atteindre un taux d'irradiation du MOX de 46 et 68 GWj/t. L'impact du temps de refroidissement de l'UOX usé est étudié (5 à 30 ans), afin de quantifier l'impact de la disparition du ^{241}Pu (fissile) par décroissance radioactive ($T=14,3$ ans). Un refroidissement de 30 ans demande à augmenter la teneur en Pu dans le MOX. L' ^{241}Am , avec une durée de vie de 432 ans, joue un rôle important dans le dimensionnement du site de stockage des déchets vitrifiés et dans leur radiotoxicité à long terme. Il est le candidat principal à la transmutation, et nous envisageons donc son recyclage dans le MOX, avec le plutonium. Cette stratégie permet de minimiser la puissance résiduelle et la radiotoxicité des verres, en laissant l'Am disponible dans les MOX usés pour une transmutation éventuelle future dans les réacteurs rapides. Nous avons étudié l'impact neutronique d'un tel recyclage. Le temps de refroidissement de l'UOX est encore plus sensible ici car l' ^{241}Am recyclé est un fort poison neutronique qui dégrade les performances du combustible (taux d'irradiation, coefficients de vide et de température). Néanmoins, à l'exception de quelques configurations, le recyclage de l'Am ne dégrade pas les coefficients de sûreté de base.

Le réacteur MNSR du Ghana fonctionne aujourd'hui avec de l'uranium enrichi à 90,2% (HEU), et nous étudions ici la possibilité de le faire fonctionner avec de l'uranium enrichi à 12,5%, en passant d'un combustible sur base d'aluminium à un oxyde. Les simulations ont été menées avec le code MURE, et montrent que le cœur LEU peut-être irradié plus longtemps, mais demande d'intervenir plus tôt sur le pilotage en jouant sur la quantité de béryllium en cœur. Les flux de neutrons dans les canaux d'irradiation sont similaires pour les cœurs HEU et LEU, de même pour les coefficients de vide. Le combustible LEU usé présente cependant une radiotoxicité et une chaleur résiduelle plus élevée, du fait de la production plus importante de transuraniens pendant l'irradiation.

MOTS CLÉS: MURE; mono-recyclage; américium; plutonium; UOX; MOX; radiotoxicité; burnup; REP; MNSR; temps de refroidissement; durée de vie du cœur; HEU; LEU; méthode Monte Carlo; sûreté combustible nucléaire, déchets nucléaires.

INTRODUCTION

Le cycle du combustible représente la progression du combustible le long d'une chaîne comportant plusieurs étapes. L'amont du cycle consiste en la préparation du combustible (de la mine au réacteur), la période de service concerne la présence en réacteur, et l'aval du cycle concerne le retraitement, l'entreposage et le stockage des différentes matières (combustibles usés, déchets, ...). Si le combustible usé n'est pas retraité, le cycle est appelé « cycle ouvert », ou « once-through », et le « cycle fermé » se réfère au cas où le combustible est multi-recyclé [9]. Dans ce travail, on considère le cycle semi fermé français : le combustible UOX usé est retraité, séparé, de telle sorte que le plutonium est ré-utilisé sous forme de combustible MOX.

Deux types de réacteurs sont ici considérés.

1/ le mono-recyclage de l'américium issu des combustibles UOX usés des REP. Actuellement, tous les combustibles usés des REP sont d'abord entreposés dans des piscines de refroidissement près des centrales. Après quelques années de refroidissement, le combustible doit être transporté vers une usine de retraitement ou un centre de stockage pour les pays fonctionnant en cycle ouvert. Le retraitement est pratiqué en France et d'autres pays, et le stockage direct des combustibles usés, dans le cas du cycle ouvert, comme aux USA ou en Suède, n'a pas encore eu lieu. Dans les unités de retraitement, le combustible usé est séparé en trois parties : uranium, plutonium, qui peuvent être tout deux recyclés dans les REP, et les déchets contenant les produits de fission et les actinides mineurs (Np, Am, Cm). Le plutonium est recyclé sous forme de combustible MOX, sur une base d'uranium appauvri. Les déchets sont vitrifiés dans des colis destinés au stockage géologique. Enfin, les éléments de structure, dont les gaines, sont compactés et constituent les déchets de moyenne activité à vie longue. L'²⁴¹Am contenu dans les verres est produit essentiellement pendant la période de refroidissement avant retraitement, par décroissance du ²⁴¹Pu. L'²⁴¹Am est responsable d'une puissance résiduelle élevée sur des périodes intermédiaires (100-500 ans), et influence fortement le dimensionnement du site de stockage géologique. Il serait donc intéressant de séparer l'américium du combustible usé afin de réduire la charge thermique des verres et leur radiotoxicité à long terme. L'uranium retraité peut quant à lui être ré-enrichi afin de produire un nouveau combustible, utilisable directement dans les REP. En France, environ 30% de l'uranium de retraitement est ainsi ré-utilisé, et alimente deux à trois réacteurs.

2/ Le MNSR (Miniature Neutron Source Reactor) au Ghana est spécifiquement conçu pour l'activation par flux de neutrons et la production d'isotopes. Beaucoup de réacteurs nucléaires sont utilisés pour la recherche et l'enseignement, et comme usine à neutrons pour des tests de matériaux sous irradiation ou production d'isotopes pour la médecine ou l'industrie. Ils sont plus petits que les réacteurs électrogènes, et beaucoup se trouvent sur des campus universitaires. Il y a environ 240 réacteurs de cette sorte dans le monde, répartis dans 56 pays. Certains fonctionnent avec de l'uranium hautement enrichi, et de nombreuses initiatives internationales incitent à les convertir à l'uranium faiblement enrichi, c'est-à-dire à moins de 20% en ²³⁵U. Depuis 1978, de nombreuses activités internationales concernant cette transition du combustible HEU au LEU, avec pour but ultime de faire disparaître l'utilisation civile de l'uranium hautement enrichi. Mettre en place la conversion de tous les réacteurs du type MNSR serait un pas important dans cette direction.

OUTILS D'ANALYSE ET MÉTHODOLOGIE

Ce travail se concentre sur la simulation du combustible pendant le cycle : irradiation en Coeur, refroidissement, séparation et fabrication. Le comportement des neutrons dans le cœur est régi par l'équation de Boltzmann, qui peut être résolue analytiquement pour des problèmes très simplifiés. Pour ce travail, nous utilisons la méthode Monte Carlo pour calculer la neutronique d'un assemblage, grâce au code MCNP. Le code MURE (Monte Carlo Utility for Reactor Evolution) est écrit en C++, en programmation objet, et permet une grande flexibilité dans son utilisation. Nous l'utilisons pour calculer l'évolution du combustible pendant l'irradiation. La méthode Monte Carlo décrit le comportement d'un réacteur d'un point de vue statique. Le code MURE utilise alors les résultats de la simulation Monte Carlo statique pour calculer l'évolution du combustible pendant un temps donné. L'utilisateur choisit de recalculer les paramètres neutroniques du cœur régulièrement pour prendre en compte l'évolution du spectre de neutrons pendant l'irradiation. Ainsi, un calcul d'évolution est une succession de calculs Monte Carlo statiques et de calculs d'évolution. MURE contient une interface graphique qui permet d'analyser les résultats obtenus.

Le principe de la méthode Monte Carlo permet de traiter les sections efficaces neutroniques de façon continue en fonction de l'énergie. Entre deux interactions, l'énergie du neutrons ne change pas, et sa contribution au flux moyen dans la cellule considérée est donnée par $\frac{l(E)}{V}$, où l est la

distance parcourue par le neutron entre ces deux interactions et V le volume de la cellule. Dans chaque cellule, le code Monte Carlo estime le flux intégré sur l'énergie, de même que le taux de réaction intégré sur l'énergie, toutes ces grandeurs étant normalisées par neutron de fission, on a donc, en appelant k me nombres de « parcours » neutroniques dans la cellule :

$$\Phi_c = \frac{1}{N_s} \frac{\sum_k l(E_k) \omega}{V} \quad (1)$$

où ω est le poids associés au neutron.

Les grandeurs fournies par MCNP doivent être normalisée par l'utilisateur afin de simuler la puissance souhaitée. Si ϕ^j est le flux fourni par MCNP, normalise par neutron de fission, on peut définir la puissance de l'assemblage normalisée par neutron de fission, note P_{MCNP} . Dans la pratique, on souhaite simuler une puissance de réacteur constante, et on doit donc renormaliser le flux fourni par MCNP. Le facteur de normalisation, noté α , est donné par

$$\alpha \equiv \frac{P_{user}}{1.6 \times 10^{-19} P_{MCNP}} = \frac{P_{user}}{1.6 \times 10^{-19} \sum_j \sum_i N_i^j \sigma_i^j \phi_{MCNP}^j \xi} \quad (2)$$

où P_{user} est la puissance fixée par l'utilisateur, N_i^j le nombre de noyau i présents dans la cellule j . σ_i^j est la section efficace moyenne de fission du noyau i dans la cellule j . ϕ_{MCNP}^j est le flux fourni par MCNP dans la cellule j , et ξ est l'énergie moyenne délivrée par une fission du noyau i (~200 MeV).

Evolution des noyaux.

Le code MURE construit un arbre des noyaux qui consiste en un réseau de liens entre les noyaux voisins, représentant les réactions de décroissances et les réactions neutroniques. L'évolution est calculée en résolvant les équations de Bateman entre deux calculs MCNP successifs. Dans chaque cellule évoluant, l'évolution des noyaux est régie par :

$$\frac{dN_i}{dt} = \underbrace{-\sigma_i^{abs} \Phi N_i + \sum_{j \neq i} \sigma_{j \rightarrow i} \Phi N_j}_{reaction} - \underbrace{\lambda_i N_i + \sum_j \lambda_{j \rightarrow i} N_j}_{decay} \quad (3)$$

où N_i est le nombre de noyaux i . $\sigma_i^{abs} \Phi$ le taux d'absorption moyen du noyau i , $\Phi \sigma_{j \rightarrow i}$ le taux de réaction produisant le noyau i à partir d'une réaction neutronique sur le noyau j , λ_i la constante de décroissance du noyau i et $\lambda_{j \rightarrow i}$ la constante de décroissance du noyau j qui produit i (et qui prend en compte les différents taux de branchement). Les deux premiers termes correspondent aux réactions neutroniques (capture, fission), et les deux derniers aux décroissances naturelles. A cause de l'évolution de la composition du combustible, le spectre en énergie évolue avec le temps, et les sections efficaces moyennes changent également. Il faut donc plutôt écrire l'équation de Bateman sous la forme

$$\frac{dN_i}{dt} = \underbrace{-\sigma_i^{abs}(t) \Phi(t) N_i + \sum_{j \neq i} \sigma_{j \rightarrow i}(t) \Phi(t) N_j}_{reaction} - \underbrace{\lambda_i N_i + \sum_j \lambda_{j \rightarrow i} N_j}_{decay} \quad (4)$$

Les sections efficaces moyennées sur le spectre neutronique sont calculées par MCNP :

$$\bar{\sigma}_{x,i} = \frac{\int \sigma_{x,i}(E) \phi(E) dE}{\int \phi(E) dE} \quad (5)$$

x et i représentent le type de la réaction considérée et le noyau. L'intégration se fait sur toute la gamme en énergie (<20 MEV)

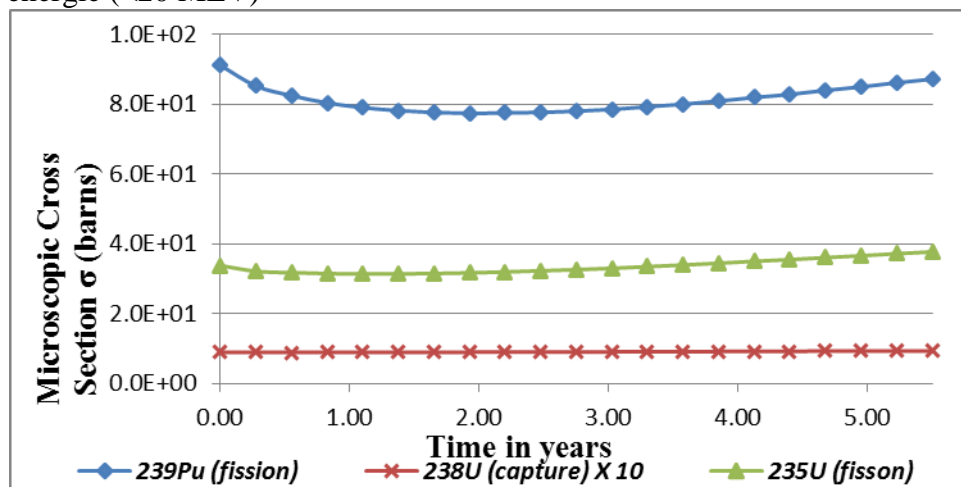


Figure 1 Evolution des sections efficaces microscopiques lors de l'évolution d'un combustible UOX jusqu'à 68 GWj/t.

L'évolution des sections efficaces microscopiques est un point clé de la simulation de l'évolution du combustible. Le calcul est effectué à chaque calcul MCNP durant l'évolution.

La section efficace d'un noyau donné dépend de la température du matériau. La figure 2 montre l'élargissement Doppler d'une résonance de l' ^{238}U pour différentes températures. Pour ce travail, nous utilisons la librairie ENDFB6.8, et les sections efficaces à différentes température ont été produites à partir du code NJOY, dans la gamme 300K à 2000K (par pas de 100K).

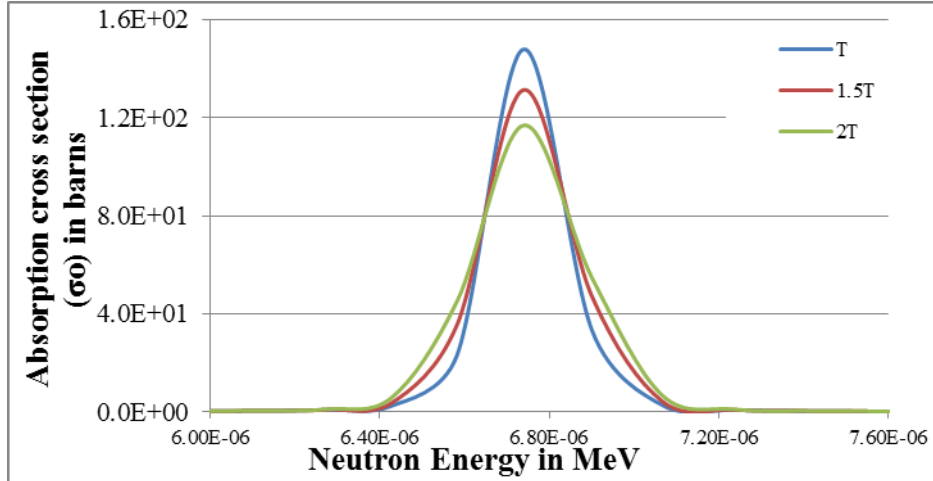


Figure 2 section efficace microscopique de capture de l'238U autour de T=1500K à l'énergie de la première résonance.

A chaque fois que MCNP est appelé, la composition du combustible a change par réaction neutronique et décroissance. Au cours de l'évolution, MURE peut également prendre en compte des changements géométriques, de température, ou d'extraction.

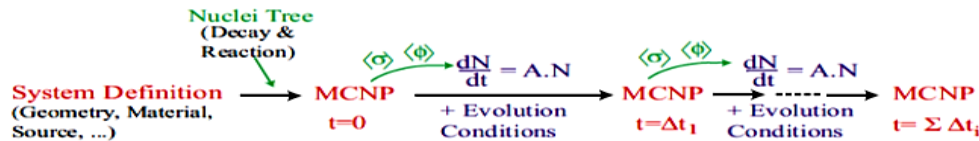


Figure 3 Schéma simplifié du principe d'évolution dans MURE [40].

Analyse du taux de combustion

Dans un combustible UOX standard, la matière fissile décroît avec le temps, les produits de fission s'accumulent, et des noyaux plus lourds que l'uranium sont produits par captures de neutrons successives. La réactivité intrinsèque du combustible décroît avec le temps. Le réacteur doit fonctionner à $k = 1$, ce qui implique que le facteur de multiplication infini moyen des assemblages doit être supérieur à 1, en étant compensé par des poisons neutroniques. Il est possible d'irradier des combustibles jusqu'à des niveaux intrinsèques sous-critiques, en compensant cette sous-criticité par de nouveaux assemblages possédant un facteur k largement supérieur à 1. Cela implique un fractionnement du cœur du réacteur. On constate que l'évolution du k infini d'un assemblage UOX est linéaire, et on peut poser $k_{\infty} = k_{\infty}^0 - \alpha t$. Appelons T la longueur d'un cycle d'irradiation et N le fractionnement du cœur, de telle sorte qu'un assemblage reste en cœur pendant un temps NT . Le réacteur doit être arrêté pour rechargement lorsque le k moyen des assemblages présents atteint 1,03 afin de prendre en compte les fuites d'un cœur réel. On obtient alors la condition suivante

$$T = \frac{2}{N+1} \frac{k_{\infty}^0 - k_{\infty}^{EOC}}{\alpha} \xrightarrow{N=1} \frac{k_{\infty}^0 - k_{\infty}^{EOC}}{\alpha} \quad (6)$$

qui permet de calculer le temps d'irradiation, et donc le burn-up, d'un assemblage à partir du calcul de l'évolution du k infini d'un assemblage.

Le temps total de séjour en cœur (τ) est donné par

$$(\tau) = NT = \frac{2N}{N+1} \frac{k_{\infty}^0 - k_{\infty}^{EOC}}{\alpha} \xrightarrow[N \rightarrow \infty]{(NT)_{\max}} 2 \frac{k_{\infty}^0 - k_{\infty}^{EOC}}{\alpha} \quad (7)$$

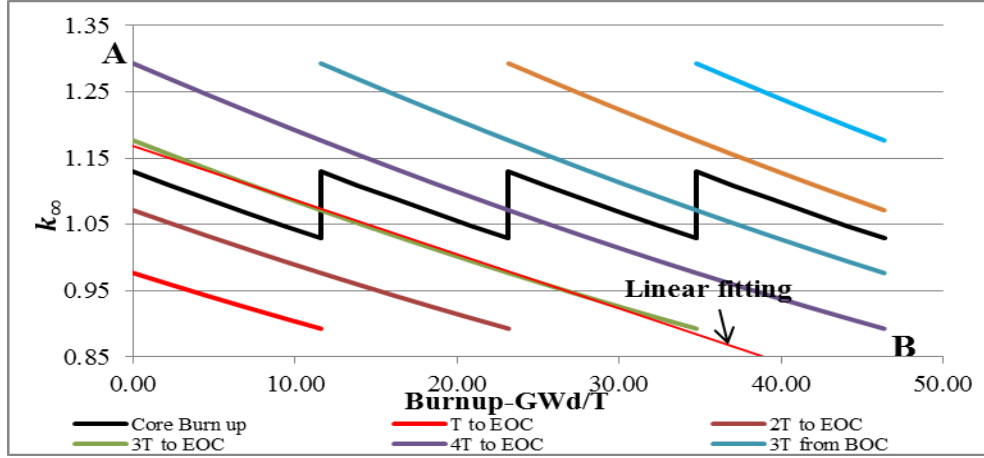


Figure 4 Illustration du calcul du burn-up en coeur à partir de l'évolution du k infini d'un assemblage pour un fractionnement de Coeur $N=4$ (UOX à 4.3%, $N=4$, $k_{\infty}^0 = 1.13$ et $k_{\infty}^{EOC} = 1.03$).

Dans le cas du MOX et MOXAm étudié ici, l'approximation linéaire n'est plus suffisante, et nous proposons une approximation quadratique $k_{\infty} = k_{\infty}^0 + \alpha t + \beta t^2$, et on obtient pour T :

$$T = -\frac{3\alpha(N+1)}{2\beta\Omega} \pm \left\{ \left(\frac{3\alpha(N+1)}{2\beta\Omega} \right)^2 - \frac{6}{\Omega} \frac{K_{\infty}^0 - K_{\infty}^{EOC}}{\beta} \right\}^{\frac{1}{2}} \quad \text{où } \Omega = (2N^2 + 3N + 1) \quad (8)$$

Pour $\beta > 0$ et $\beta < 0$, le burnup est calculé par les équations (9) and (10) respectivement :

$$(\tau) = NT = -\frac{3\alpha N(N+1)}{2\beta\Omega} - \left\{ \left(\frac{3\alpha N(N+1)}{2\beta\Omega} \right)^2 - \frac{N^2}{\Omega} \frac{6}{\beta} (K_{\infty}^0 - K_{\infty}^{EOC}) \right\}^{\frac{1}{2}} \xrightarrow[N \rightarrow \infty]{(NT)_{\max}} = -\frac{1\alpha}{2\beta} - \left\{ \left(\frac{1\alpha}{2\beta} \right)^2 - 2 \frac{K_{\infty}^0 - K_{\infty}^{EOC}}{\beta} \right\}^{\frac{1}{2}} \quad (9)$$

$$(\tau) = NT = -\frac{3\alpha N(N+1)}{2\beta\Omega} + \left\{ \left(\frac{3\alpha N(N+1)}{2\beta\Omega} \right)^2 - \frac{N^2}{\Omega} \frac{6}{\beta} (K_{\infty}^0 - K_{\infty}^{EOC}) \right\}^{\frac{1}{2}} \xrightarrow[N \rightarrow \infty]{(NT)_{\max}} = -\frac{1\alpha}{2\beta} + \left\{ \left(\frac{1\alpha}{2\beta} \right)^2 - 2 \frac{K_{\infty}^0 - K_{\infty}^{EOC}}{\beta} \right\}^{\frac{1}{2}} \quad (10)$$

Table 1 Comparaison des approximations linéaire et quadratique pour un combustible UOX à différents enrichissements.

enrichissement UOX	linéaire		quadratique	
	Temps d'irradiation (années)	Burnup (GWj/T)	Temps d'irradiation (années)	Burnup (GWj/T)
2.0%	0.70	8.95	0.69	8.94
4.0%	3.14	40.38	3.22	41.41
6.0%	5.19	66.76	5.32	68.45
8.0%	7.06	90.86	7.25	93.32
10.0%	8.84	113.78	9.04	116.39
12.0%	10.55	135.78	10.82	139.33

Le tableau 1 montre des différences significatives entre les deux calculs, et valident ainsi la nécessité de passer à une approximation quadratique.

RADIOACTIVITE

Le processus de la radioactivité est aléatoire. Pour un noyau radioactif, la probabilité de décroître dans la seconde à venir est constante, et notée λ , ainsi la probabilité de décroître pendant time dt est λdt . On obtient donc l'équation d'évolution $dN = -N\lambda dt$. L'activité du noyau considéré, notée A , est le nombre de désintégration par seconde, l'activité totale d'un stock de noyau s'écrit donc :

$$A(t) = \sum_i A_i = \sum_i \lambda_i N_i(t) \quad (11)$$

RADIOTOXICITE

La radioactivité n'est pas suffisante pour décrire le risqué pris par un être humain lorsqu'il ingère une substance radioactive. Ce risque dépend en effet du type de radioactivité, de la forme chimique du composant ingéré, de l'énergie de la particule émise etc... Le concept de radiotoxicité par ingestion tente de quantifier ce risque en pondérant l'activité d'un noyau par un facteur de dose noté F , qui prend en compte l'ensemble des critères pertinents reliés au risque associé à l'ingestion d'un isotope radioactif. Elle s'exprime en Sievert (Sv).

Table 2 Périodes et facteurs de dose par ingestion pour quelques noyaux d'intérêts [50].

Nuclides	Life period (years)	F	Emission
Tc-99	2×10^5	0.64×10^{-9}	β -
I-129	1.6×10^7	0.11×10^{-6}	β -
Pu-238	88	0.23×10^{-6}	α
Pu-239	2.4×10^4	0.25×10^{-6}	α
Am-241	432	0.20×10^{-6}	α
Am-243	7.4×10^3	0.20×10^{-6}	α
Cm-244	18	0.16×10^{-6}	α

La radiotoxicité d'un stock de noyau i évolue avec le temps et s'écrit :

$$R_i(t) = F(i) \times \lambda_i N_i(t) \quad (12)$$

Ainsi, la radiotoxicité d'un stock de noyau s'écrit

$$R(t) = \sum_i f_i \lambda_i N_i(t) \quad (13)$$

Mono-recyclage de l'Am en réacteur REP

Dans ce travail, on considère le recyclage du Pu et de l'Am en REP, dans le but notamment de réduire la radiotoxicité des déchets issus du retraitement, ainsi que leur charge thermique.

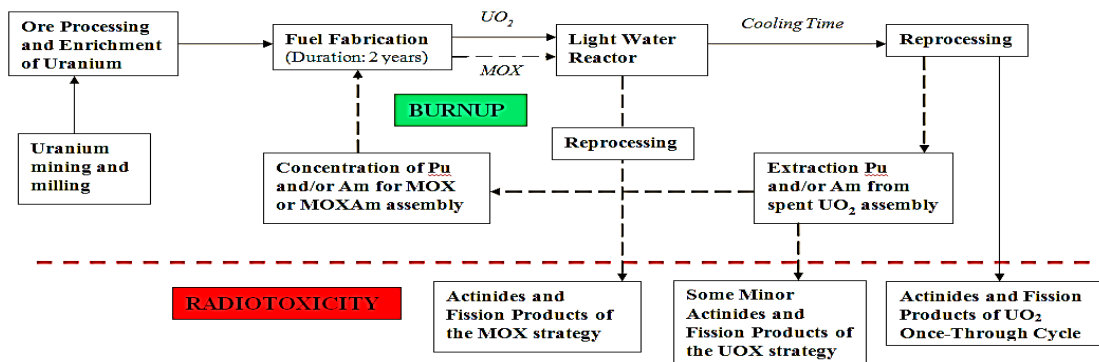


Figure 5 vision simplifiée du cycle nucléaire UOX et MOX. Les lignes pointillées montrent le processus de recyclage du Pu et de l'Am.

Différents taux d'irradiation des UOX ont été simulés, et différents temps de refroidissements avant retraitement ont été considérés. Après retraitement, un combustible MOX (U et Pu) ou MOXAm (U, Pu et Am) est fabriqué, l'uranium étant puisé dans les stocks d'uranium appauvri. Différents taux d'irradiation de ces combustibles sont envisagés, en jouant sur la concentration initiale en Pu (ou Pu+Am) dans le combustible.

La radiotoxicité du combustible utilisé et des verres issus du retraitement est analysée, et les différentes stratégies sont comparées. Il est important de noter que lorsque l'Am est recyclé, même si le spectre thermique n'est pas optimal pour sa transmutation en un seul passage, il reste disponible dans le combustible MOXAm utilisé, avec le Pu, pour une transmutation éventuelle future dans les réacteurs à neutrons rapides.

Un assemblage détaillé d'un réacteur REP a été simulé dans MURE. Les surfaces de cet assemblage sont réfléchissantes pour les neutrons, de telle sorte que nous simulons un système infini (voir tableau 3).

Table 3 Caractéristiques des assemblages REP simulés.

<i>Materials</i>	<i>Paramètres</i>
Number of fuel pins	264
Number of lattice points	17 X 17
Fuel material	UOX and MOX
U-235 Enrichment of UOX	variable for required BU
U-235 Enrichment of MOX	Depleted Uranium (0.25%)
Concentration MOX	variable for required BU
Fuel diameter	8.20mm
Clad material	Zircaloy
Clad diameter	9.50mm
Clad thickness	0.57mm
Distance between pins	12.60mm
Simulated Length of Fuel Pin	213.35mm
Simulated Length of Assembly	224.4mm
Moderator	H2O + 600ppm of Boron
Simulated Thermal Power	0.982MWth

Nous étudions également avec MURE les paramètres de sûreté de base (coefficients de vide, coefficients de température du combustible et du modérateur) en changeant les densités et les températures des sections efficaces utilisées.

Le combustible UOX usé est refroidi pendant 5 à 30 ans avant d'être retraité, afin d'étudier l'effet d'un long entreposage sur la production d'²⁴¹Am par décroissance du ²⁴¹Pu (période 14,32 années). Dans tous les cas, nous fixons à 2 ans la période nécessaire à la fabrication d'un nouveau combustible, période pendant laquelle le combustible continue d'évoluer par décroissance radioactive. La composition du nouveau combustible MOX ou MOXAm est alors définie afin d'atteindre des taux d'irradiation de 46 GWj/t et 68 GWj/t, avec ou sans l'Am issus de l'UOX usé.

Dans la seconde partie de ce travail, nous étudions le comportement neutronique du MNSR. Pour ce réacteur de recherche, le retraitement n'est pas considéré, et le combustible usé est considéré comme un déchet, destiné à être entreposé ou stocké. Les taux d'irradiation des deux combustibles envisagés (HEU et LEU) ont été simulés à l'aide de MURE. Le temps de vie du cœur est simulé à partir des conditions d'opération du MNSR utilisé comme réacteur de recherche du Ghana (GHARR-1). La plupart des caractéristiques du cœur HEU ne changent pas lorsque l'on passe au cœur LEU, à l'exception des paramètres décrits dans le tableau 4.

Table 4 Différences entre les Coeur HEU et LEU du MNSR

Paramètre	HEU	LEU
Puissance thermique	30kW	34kW
combustible	U-Al disperse dans Al	UO ₂
enrichissement	90.2%	12.5%
Nombre de crayons combustible	344	348
gaine	Aluminium	Zircaloy
U-235 chargé	~1kg	~1.357kg
Nombre de barres	6	2

Comme pour la simulation d'un assemblage REP, MURE est utilisé pour générer le fichier d'entrée à MCNP. Mais compte-tenu de la géométrie du cœur et de l'étude à mener, l'ensemble du cœur a été simulé, ainsi que tous les éléments de structure, sans utilisation de surface réfléchissantes. Puisque la gestion du combustible du MNSR est assurée par l'introduction au cours de l'irradiation de béryllium autour le cœur pour augmenter l'albedo neutronique et compenser la chute de réactivité, la simulation a été effectuée avec le béryllium introduit et toutes les barres de contrôle retirée.

Cela a été effectué pour estimer la durée de vie du cœur du MNSR à puissance nominale ou à la moitié de la puissance nominale, pour les combustibles HEU et LEU. Les paramètres de sûreté étudiés sont les mêmes que pour les REP, et la radiotoxicité du combustible usé est considérée à la fin de l'irradiation.

RÉSULTATS DU MONO-RECYCLAGE DE L'AMÉRICIUM

UOX Fuel Assembly

Différents enrichissements ont été étudiés pour les combustibles UOX, pour atteindre les taux d'irradiation de 46 GWj/t et 68 GWj/t, ce qui correspond à un enrichissement de 4,3% et 6,0% respectivement. A cause de la disparition du ^{241}Pu pendant le refroidissement du combustible usé, avec une période de 14,32 ans, l'inventaire d'américium peut augmenter sensiblement, comme représenté sur la figure 6.

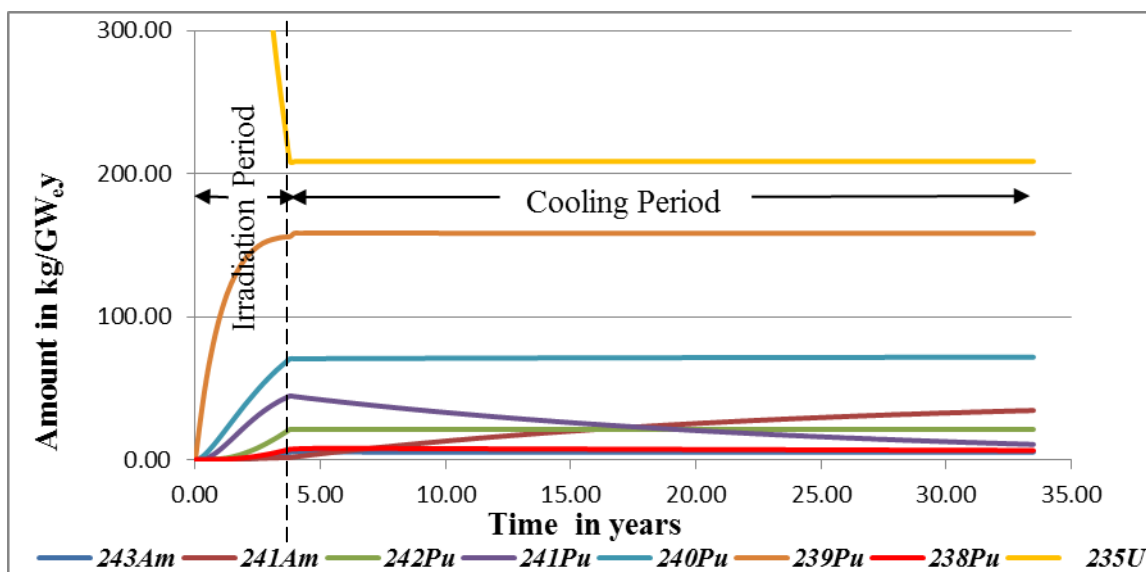


Figure 6 Evolution des principaux actinides pour un assemblage UOX (4,3%) pendant l'irradiation et le refroidissement du combustible usé.

L'accumulation de ^{241}Am pendant le refroidissement tend à augmenter la charge thermique des verres et leur radiotoxicité à long terme lorsque le retraitement est retardé. Environ 6,5% et 9,7% de l'uranium est consommé dans un combustible UOX qui atteint 46 GWj/t ou 68 GWj/t respectivement. Environ un quart de l'uranium consommé est converti en actinides plus lourd, principalement en plutonium. En passant de 46 à 68 GWj/t, la part de l'uranium converti en actinides passe de 27% à 24%, et la part de l'uranium converti en plutonium de 17% à 14%. Ainsi, la production d'actinides est réduite lorsque le combustible est conçu pour rester plus longtemps en réacteur.

Combustibles MOX

Le recyclage permet d'augmenter l'énergie produite à partir de l'uranium initial en faisant fissionner le plutonium en réacteur sous forme de combustible MOX [58].

Dans le but de comparer la stratégie de mono-recyclage de l'Am en REP, nous étudions également la stratégie standard de mono-recyclage du Pu telle qu'elle est pratiquée aujourd'hui, dans les mêmes conditions de simulation.

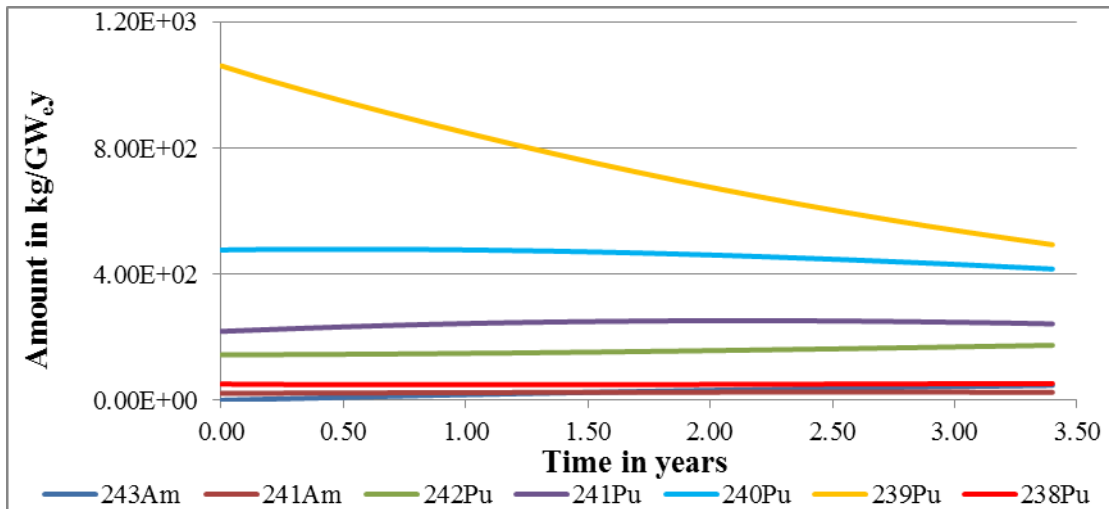


Figure 7 Evolution des principaux actinides pendant l'irradiation d'un combustible MOX fabriqué avec le Pu issu d'un UOX à 46 GWj/t.

Lorsque le temps de refroidissement de l'UOX est plus élevé, le plutonium est dégradé du fait de la disparition du ^{241}Pu fissile, et sa concentration dans le combustible MOX doit augmenter.

Le combustible MOXAm

Le ^{241}Pu a une section efficace de fission élevée, et l' ^{241}Am a une section efficace de capture élevée. Ainsi, le combustible MOXAm est encore plus pénalisé que le combustible MOX par un temps long de refroidissement des UOX avant retraitement. De plus, l' ^{241}Am émet, dans sa chaîne de décroissance, un gamma de haute énergie, qui complique le retraitement et la fabrication du combustible MOXAm.

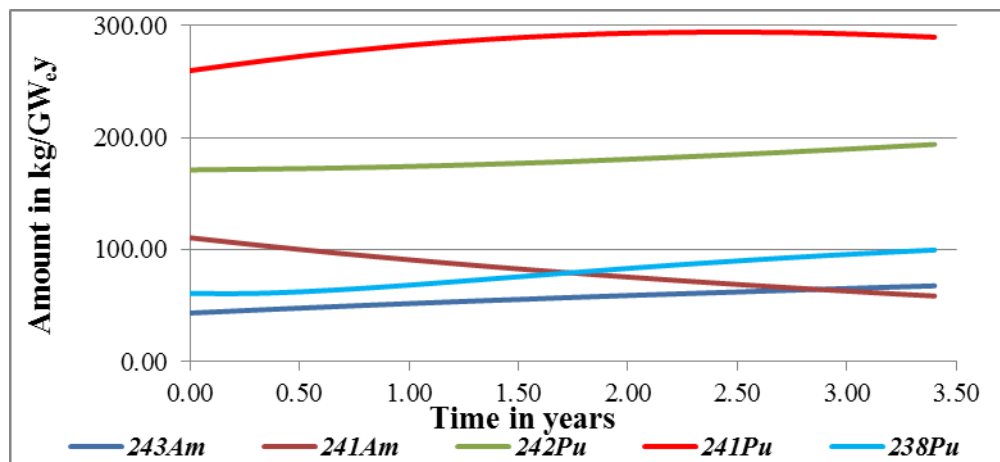


Figure 8 Evolution des principaux actinides d'un combustible MOXAm conçu pour atteindre 46GWj/t et fabriqué à partir d'un UOX refroidi 5 ans. On constate que l' ^{241}Am est transmuté pendant la phase d'irradiation, et le ^{241}Pu continue à augmenter pendant l'irradiation.

Comparaison des stratégies de recyclage MOX ou MOXAm au cycle ouvert

Pour chaque recyclage, on calcule le facteur défini comme le nombre d'assemblages UOX à retraiter pour disposer du plutonium nécessaire à la fabrication d'un assemblage MOX. Ce facteur R est notamment utilisé pour normaliser les résultats sur la radiotoxicité totale du cycle.

Le tableau 5 représente les principaux résultats obtenus pour les différentes configurations, où on peut mesurer l'impact du temps de refroidissement des UOX sur la teneur Pu des combustibles MOX, ainsi que l'impact de la présence de l'²⁴¹Am, assez pénalisante lorsque le temps de refroidissement est élevé.

Table 5 Concentration de plutonium nécessaire pour atteindre les burn-up de 46 GWj/T et 68 GWj/t pour les combustibles MOX et MOXAm.

Taux d'irradiation des MOX GWd/T	concentration de Pu dans le MOX %		$R = \frac{MOX_{Assembly}}{UOX_{Assembly}}$	
	Cooling period of a spent UOX assembly after 46GWd/T			
	5 years	30 years	5 years	30 years
46	7.66	8.85	6.28	8.00
46 (with Am)	9.60	19.93	7.55	15.74
68	10.84	12.18	8.88	11.01
68 (with Am)	12.30	25.55	11.10	18.44

6.152Kg/GW_e.an and 8.915Kg/GW_e.an d'américium sont présents dans les UOX irradiés à 46 GWj/t et 68 GWj/t respectivement. Lorsque le temps de refroidissement augmente, ces valeurs augmentent, ce qui augmente la radiotoxicité des verres issus du retraitement.

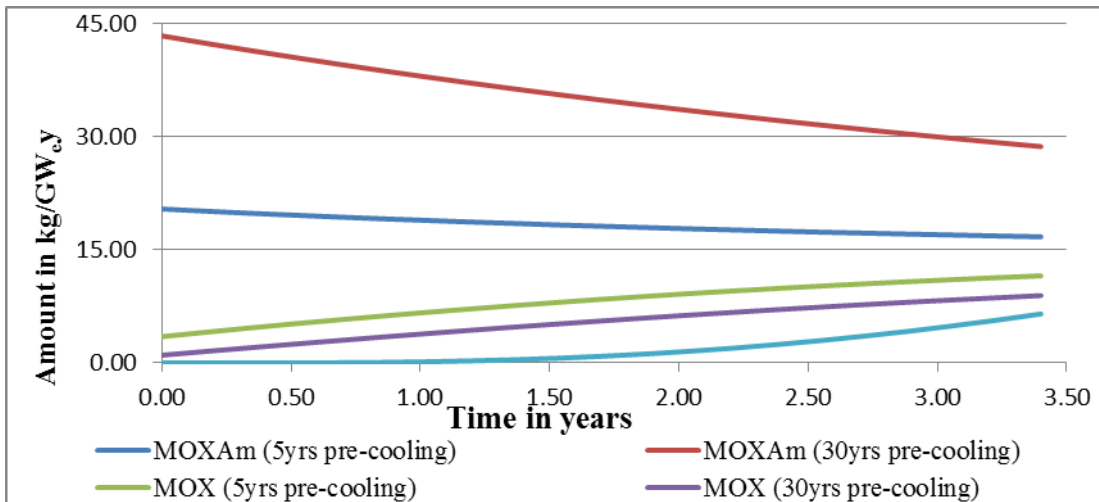


Figure 9 Evolution de la quantité d'américium dans le combustible MOX, selon les différentes stratégies envisagées, pour atteindre un taux d'irradiation de 46 GWj/t.

La figure 9 montre l'évolution de l'américium dans les différents combustibles envisagés. On y observe que les combustibles MOXAm sont clairement incinérateurs d'américium, alors que les combustibles MOX standards voient la quantité d'Am augmenter avec le temps. Même dans l'éventualité où les MOXAm n'étaient pas recyclés, le mono-recyclage de l'Am en REP aurait donc un impact positif sur la quantité totale d'Am mis aux déchets. Les concentrations d'Am en fin d'irradiation ne sont pas très éloignées entre les différents cas.

Radiotoxicité

La stratégie dominante aujourd'hui dans le monde pour la gestion du combustible utilisé est le cycle ouvert. Cette option est choisie ici comme option de référence pour comparer les radiotoxicités induites par les différentes stratégies envisagées dans ce travail. La figure 10 représente la radiotoxicité « par père » du combustible UOX utilisé (46 GWj/t) en détaillant la contribution des différents isotopes présents. Pendant le premier siècle, les produits de fission dominent la radiotoxicité, puis ce sont les différents isotopes du plutonium qui sont déterminants. Les actinides mineurs comme l'américium ont une contribution faible.

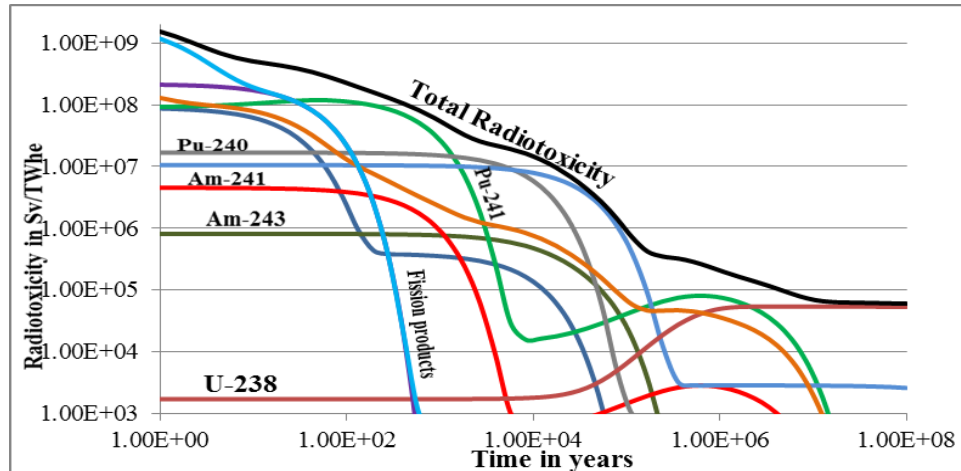


Figure 10 Radiotoxicité par père du combustible utilisé (UOX, 46 GWj/t) au déchargement

On constate également que lorsque le plutonium est extrait du combustible utilisé, l'²⁴¹Am domine la radiotoxicité des verres. Sa contribution est plus élevée que sur la figure, puisque pendant la phase de refroidissement entre la décharge du combustible et la séparation, une partie importante de ²⁴¹Pu sera devenu de l'²⁴¹Am.

On trace sur la figure 11 la radiotoxicité des verres issus du recyclage du Pu ou du Pu+Am, et pour différent de refroidissement de l'UOX avant séparation.

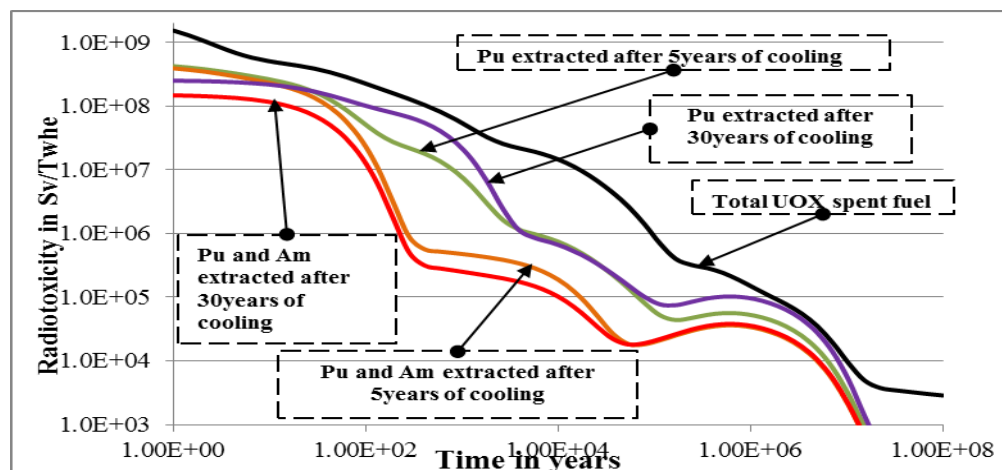


Figure 11 Impact sur la radiotoxicité des verres du recyclage du Pu ou Pu+Am pour différent temps de refroidissement de l'UOX avant séparation.

Dans tous les cas, les pertes chimiques à la séparation sont prises à 10^{-3} . L'extraction de l'Am permet de réduire très significativement la radiotoxicité et la charge thermique des verres après 100 ans d'entreposage. Un long temps de refroidissement semble bénéfique dans le cas du recyclage de l'Am, ce qui est dû à la décroissance du ^{244}Cm , qui devient le ^{240}Pu , recyclé dans le MOXAm. Cependant, comme il a été dit, un long temps de refroidissement dégrade sensiblement la qualité du combustible MOX, et encore plus du MOXAm, et peut le rendre impropre à l'utilisation en REP.

Les combustibles usés MOX ou MOXAm pourront être ré-utilisés pour démarrer d'autres réacteurs, mais pourraient être considérés comme déchets dans le cas notamment où la filière nucléaire s'arrêterait. Dans ce cas, on peut comparer la radiotoxicité globale des différentes stratégies envisagées ici, c'est-à-dire incluant les verres issus du retraitement des UOX et les combustibles MOX ou MOXAm usés, en veillant à normaliser par le facteur R, représentant le nombre d'UOX nécessaire pour faire fonctionner un MOX, et par l'énergie totale produite par le cycle UOX+MOX (ou UOX + MOXAm). Dans le cas du mono-recyclage MOX, certaines configurations où le burn-up du MOX est inférieur à celui de l'UOX, conduisent à une augmentation de la radiotoxicité par rapport au cycle ouvert, notamment lorsque le temps de refroidissement est très long, et où le ^{241}Pu est surgénéré dans la phase MOX. A l'inverse, un MOX à 68GWj/T issu d'un UOX à 46 GWj/t après 30 ans de refroidissement ne change pas la radiotoxicité totale finale.

Dans le cas du MOXAm, réduire le temps d'irradiation et le temps de refroidissement tend à augmenter la radiotoxicité globale du cycle, principalement par le fait que l'Am ne peut être efficacement transmuté lorsque le temps d'irradiation est court. En règle générale, la radiotoxicité globale du cycle n'est pas diminuée, du fait notamment des fortes concentrations de ^{244}Cm dans le MOXAm usé. Cependant, les inventaires d'américium sont quant à eux réduits significativement.

Dans le cas où les assemblages usés étaient retraités pour en extraire le Pu avec ou sans les actinides mineurs, la stratégie de recyclage de l'Am en REP présenterait un avantage global significatif en termes de radiotoxicité de déchets vitrifiés.

Puissance résiduelle (stockage géologique)

La puissance résiduelle considérée ici est celle des déchets vitrifiés et éventuellement des combustibles usés, produite par décroissance radioactive des noyaux, sur une période de quelques années à environ 1000 ans, qui est la période clé pour le dimensionnement d'un site de stockage géologique.

La figure 13 montre que l'impact de l'extraction de l'américium est très significatif comparé à un recyclage seul du plutonium. Les verres produits ont une chaleur résiduelle qui décroît très rapidement après une centaine d'année, ce qui laisse espérer des gains substantiels sur le dimensionnement d'un site de stockage, moyennant une période d'entreposage de quelques dizaines d'années.

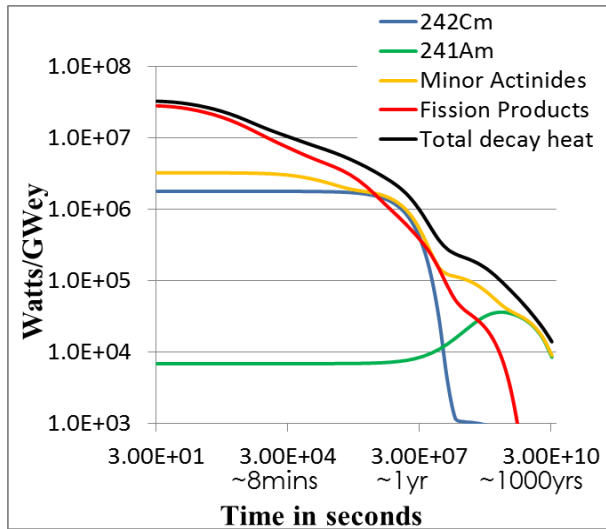


Figure 13 puissance résiduelle d'un MOXAm usé (46GWj/t)

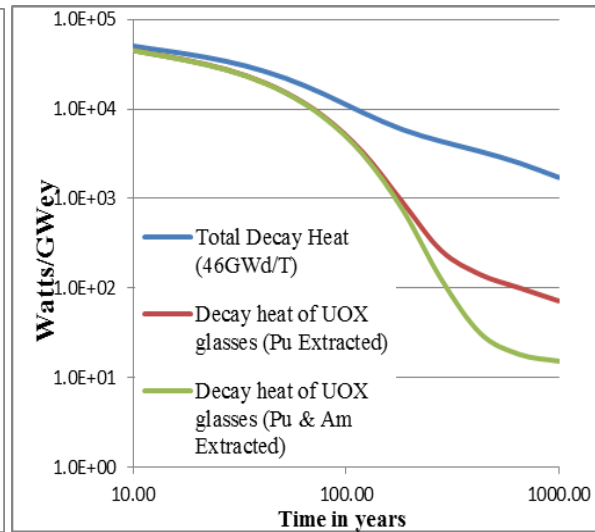


Figure 12 Impact de l'extraction d'actinides sur la puissance résiduelle des verres

Les actinides mineurs participant de façon non négligeable à la chaleur résiduelle d'un assemblage MOX usé après quelques années. Pour ce qui est des verres, l'extraction de l'Am permet de réduire sensiblement la puissance résiduelle sur des temps pertinents pour le dimensionnement du stockage géologique correspondant.

Coefficients de sûreté

Nous calculons ici les principaux coefficients de sûreté de base. Les contre-réactions neutroniques en fonction de la température ou de la perte du caloporteur sont nécessaires pour assurer la stabilité minimale d'un réacteur, sans pour autant être suffisantes. Sans ces contre-réactions, la moindre augmentation de puissance aurait un effet divergeant, en engendrant une hausse des températures, une baisse de la densité du caloporteur et une hausse de la puissance, conduisant à un accident de criticité.

Dans tous les cas étudiés, et notamment le recyclage de l'Am, les coefficients de vide restent négatifs. La présence d'Am, poison neutronique, demande à augmenter la proportion de plutonium dans le cœur (d'autant plus que la présence d'²⁴¹Am est corrélée à l'absence de ²⁴¹Pu fissile). Ce faisant, on augmente la quantité de ²⁴⁰Pu et ²⁴²Pu, noyaux non fissiles avec un seuil de fission assez bas. On dégrade ainsi les coefficients de vide pour les cas les plus chargés en Am, c'est-à-dire pour le combustible MOXAm fabriqué après un long temps de refroidissement de l'UOX.

Globalement, il en est de même pour les coefficients de température – modérateur ou combustible – qui restent négatifs lorsque l'Am est recyclé. On note même que le recyclage de l'Am améliore le coefficient de température du modérateur par rapport au recyclage du Pu seul. Le tableau 6 donne les valeurs calculées des coefficients de température dans tous les cas étudiés. La valeur de référence est $dk/dK = -4,473 \cdot 10^{-6}$ (modérateur) et $dk/dK = -1,953 \cdot 10^{-6}$ (combustible) pour l'UOX (46GWj/t). Le coefficient de température du combustible reste dominé par l'élargissement Doppler des premières résonances de l'²³⁸U, qui conduit à un effet Doppler négatif (résonance de capture).

Table 6 Coefficients de température modérateur et combustible des combustibles MOX et MOXAm.

Burn-up of MOX Assembly (GWd/T)	Temperature Coefficient ($\Delta k/\Delta K$) $\times 10^{-5}$							
	Sources of MOX and MOXAm fuel fabrication							
	5 years cooled spent 46GWd/T UOX		30 years cooled spent 46GWd/T UOX		5 years cooled spent 68GWd/T UOX		30 years cooled spent 68GWd/T UOX	
	Mod	Fuel	Mod	Fuel	Mod	Fuel	Mod	Fuel
46	-1.233	-2.277	-0.974	-2.169	-1.426	-2.183	-1.213	-2.119
46 (with Am)	-1.457	-2.075	-1.502	-1.608	-1.437	-1.932	-1.435	-0.949
68	-1.211	-2.274	-1.049	-2.065	-1.379	-2.238	-1.106	-2.013
68 (with Am)	-1.415	-2.019	-1.049	-2.065	-1.376	-1.859	-1.182	-1.392

RÉSULTATS DE LA CONVERSION DU COEUR DE MNSR

Le spectre de neutrons au début du cycle est modifié par le passage du combustible HEU au combustible LEU. Nous avons étudié en détail l'évolution de la réactivité et le taux d'irradiation accessible par ces deux combustibles, ainsi que les flux neutroniques obtenus dans les canaux d'irradiation. Pour ce travail, le cœur entier a été simulé, et non seulement l'assemblage comme précédemment.

Les puissances considérées sont 30 et 34 kW, correspondant à un niveau des régulateurs de réactivité à -7,5 mk pour le combustible HEU et -10,5mk pour le LEU. Le combustible LEU demande à anticiper la régulation de la réactivité par introduction de béryllium dans le réflecteur, par rapport au fonctionnement standard en HEU.

Nous avons considérés différents modes d'utilisation (puissance et gestion du cœur), et étudié la durée de vie du cœur. Le facteur keff est fixé à 1,0026 en début de cycle. Les cœurs HEU et LEU atteignent les mêmes burn-up, comme on peut le voir sur la figure 14. Cela rend les deux types de combustible tout à fait similaires en termes de potentiel d'irradiation.

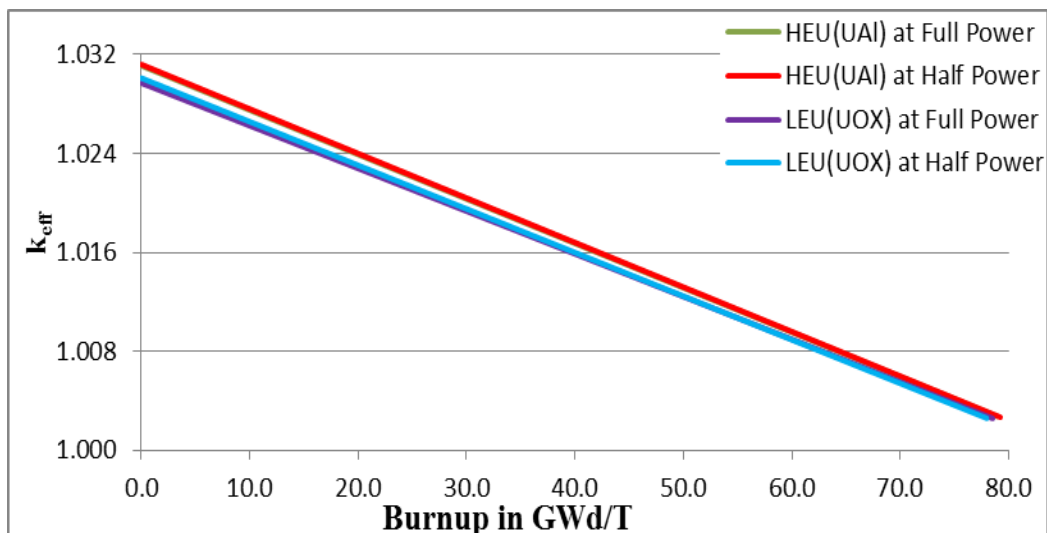


Figure 14 Evolution du facteur keff pour les combustibles HEU et LEU.

Nous avons enfin pris en compte le mode de fonctionnement du cœur, basé sur les données opérationnelles du réacteur GHARR-1 MNSR, c'est-à-dire 4h/jour à puissance divisée par deux, et 2h/j à pleine puissance. Le tableau 7 donne les principaux résultats obtenus, on peut quantifier les légères différences entre les cœur HEU et LEU.

Table 7 Durée de vie des cœurs HEU et LEU en condition d’opération (4h/jour à puissance divisée par deux, et 2h/j à pleine puissance)

MNSR Burnup	HEU (90.2% UAl)				LEU (12.5% UOX)			
	Durée de vie simulée (jours)		Durée de vie opérationnelle (années)		Durée de vie simulée (jours)		Durée de vie opérationnelle (années)	
	<i>P/2</i>	<i>Pleine P.</i>	<i>P/2</i>	<i>Pleine P.</i>	<i>P/2</i>	<i>Pleine P.</i>	<i>P/2</i>	<i>Pleine P.</i>
Addition de Beryllium	117.2	75.6	3.06	3.96	109.6	50.4	2.87	2.64
Remplacement du cœur	5.3×10^3	2.6×10^3	138.55	135.94	6.2×10^3	3.1×10^3	162.08	160.08

FLUX DANS LES CANAUX D’IRRADIATION

Le MNSR, comme la plupart des réacteurs de recherche, est conçu pour pouvoir utiliser un flux de neutrons afin d’irradier des matériaux. Puisque le MNSR est très largement utilisé pour des expériences d’activation, la connaissance du rapport des flux neutroniques dans les deux types de canaux d’irradiation (internes et externes) est un paramètre clé. Nous avons donc étudié ce point en détail pour le cœur transposé avec le combustible LEU. Les rapports de flux de neutrons moyens, pour une énergie de neutrons de 0.0001eV – 0.6.25eV est de 0.524 +/- 0.017 and 0.567 +/- 0.018 pour les cœurs HEU et LEU respectivement. Ce résultat est comparable avec les calculs antérieurs (Sogbadji et al., 2011), qui donnaient un rapport de 0,588.

RADIOTOXICITE DES COMBUSTIBLES HEU ET LEU USES

Il est également important de quantifier la radiotoxicité du combustible utilisé. La figure 15 montre une comparaison des combustibles utilisés dans différentes configurations.

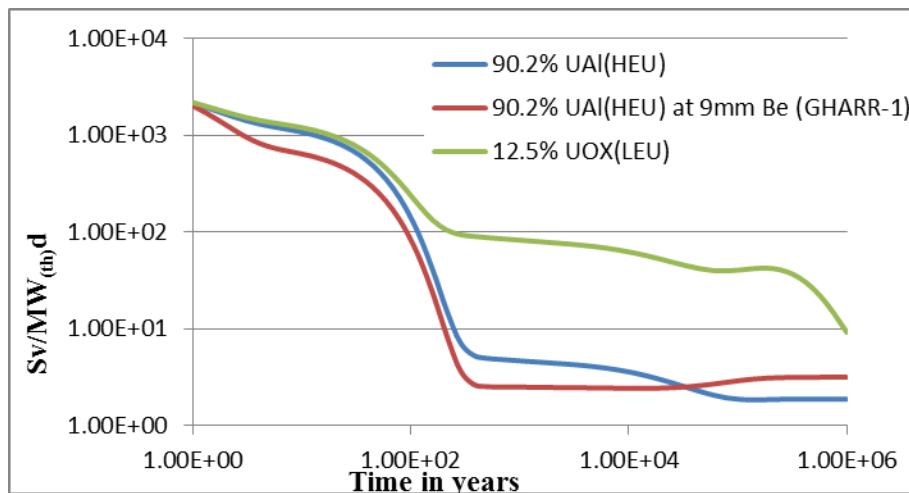


Figure 15 Comparaison de la radiotoxicité des combustibles utilisés pour les cas HEU et LEU, (réacteur GHARR-1), juste après la décharge du cœur.

Les produits de fission dominant la radiotoxicité du cœur, et notamment le ^{137}Cs , pendant plusieurs dizaines d'années. La quantité de produits de fission est sensiblement la même pour les deux cœurs HEU et LEU, et la radiotoxicité des premières années est donc comparable. Au-delà, l'utilisation d'un combustible LEU conduit à une production accrue de plutonium et d'actinides plus lourds, ce qui tend à augmenter la radiotoxicité à long terme du combustible utilisé.

Considération de sûreté du MNSR

Nous avons comparé le comportement du coefficient de vide du modérateur pour les deux cœurs HEU et LEU, ainsi que l'évolution de la puissance résiduelle après l'arrêt du cœur, qui joue un rôle de l'entreposage temporaire du combustible utilisé.

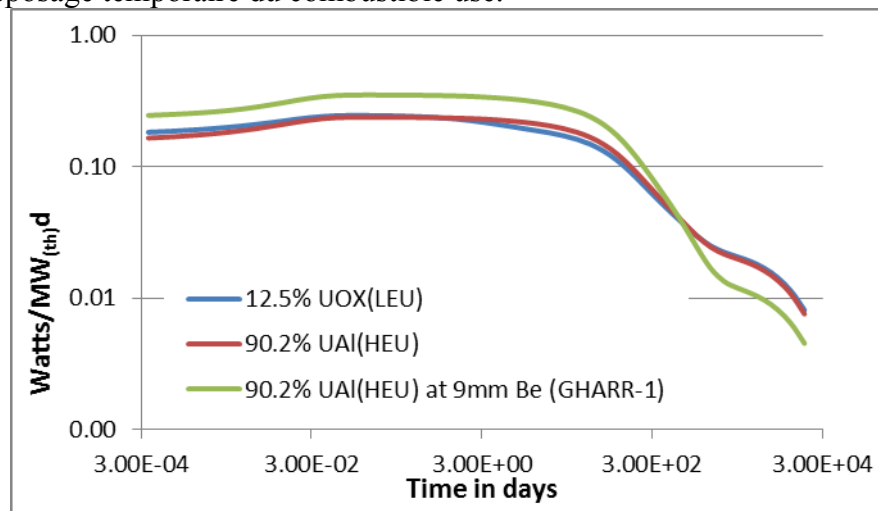


Figure 16 Comparaison de la puissance résiduelle des cœurs HEU et LEU, et du cœur actuel GHARR-1 HEU

Ici encore, les produits de fission dominant la puissance résiduelle. Le ^{144}Ce est un contributeur important pendant les 2 années après l'arrêt du réacteur, puis le ^{137}Cs joue un rôle important. Les deux cœurs HEU et LEU ont donc un comportement en termes de puissance résiduelle après leur durée de vie tout à fait similaires.

Coefficient de vide et de température

Du fait du caractère très compact de la zone fissile du MNSR, une modération par de l'eau et par un réflecteur en béryllium à proximité des crayons combustibles est utilisée. Ainsi, même avec une perte totale du caloporteur, il subsiste des neutrons thermiques dans le cœur du réacteur.

Les coefficients de température ont été calculés pour les deux cœurs. Le coefficient de température du cœur standard HEU est $-5.12\text{E-}06 \text{ K}^{-1}$. On observe un changement significatif lorsque l'on passe au cœur LEU ($-1.49\text{E-}05 \text{ K}^{-1}$), du fait de la présence beaucoup plus importante d' ^{238}U , qui joue un rôle majeur par élargissement Doppler des premières résonances de capture.

Le cœur HEU possède un coefficient de température du modérateur largement négatif de $-4.00\text{E-}05 \text{ K}^{-1}$, qui permet de compenser son plus faible coefficient de température combustible. Pour le cœur LEU, le coefficient de température du modérateur est moins favorable mais ne change pas significativement le comportement de base du cœur. Cela est dû à la présence d' ^{238}U dont la fission est favorisée lors d'une augmentation de température de l'eau induisant une diminution de sa densité.

CONCLUSIONS

Mono-Recyclage de l'Am en REP

Le mono-recyclage de l'américium en REP permet de réduire très sensiblement la radiotoxicité à moyen terme des verres issus du retraitement des UOX, ainsi que leur puissance résiduelle, qui joue un rôle majeur dans le dimensionnement d'un site de stockage. Nous avons également mené une comparaison des masses totales d'américium, et de la radiotoxicité globale des différentes stratégies, incluant les verres issus du retraitement des UOX, ainsi que les combustibles MOX ou MOXAm usés, qui devront être considérés comme des déchets dans le cas où le nucléaire s'arrêterait après ce premier recyclage. Le recyclage de l'Am permet dans tous les cas de réduire la quantité globale d'Am produit, du fait d'une phase de transmutation en REP. Du point de vue de la radiotoxicité, elle est souvent augmentée, du fait notamment de la production supplémentaire de curium. Dans le cas où l'Am est recyclé, il reste disponible avec le plutonium, pour une transmutation éventuelle future, par exemple en réacteur rapide. Nous avons mis en évidence l'influence du temps de refroidissement des UOX sur ces paramètres, et globalement, un temps long est pénalisant, puisqu'il conduit à la disparition du ^{241}Pu fissile, et à la production de l'Am 241 , poison neutronique.

Tous les combustibles étudiés, en fonction du burn-up visé, du temps de refroidissement, montrent un comportement satisfaisant du point des coefficients de base de sûreté, à l'exception de certains cas où l'UOX refroidit 30 ans avant le retraitement.

Ces études doivent être complétées par des études de sûreté plus poussées, couplant neutronique et thermo-hydrauliques, et d'un point de vue de la stratégie de mono-recyclage, les résultats obtenus pourraient être utilisés comme données d'entrée d'un code de scénario.

Conversion du cœur du MNSR

Même si le cœur LEU a une durée de vie plus élevée que le cœur initial de HEU, et consomme moins d'uranium, il est nécessaire d'anticiper l'introduction de béryllium pour compenser la chute de réactivité plus rapide. Les deux cœurs HEU et LEU montrent des rapports de flux de neutrons similaires dans les canaux d'irradiation, même si on observe une baisse de quelques % du flux thermalisé à l'intérieur et à l'extérieur des canaux pour le cœur LEU. La radiotoxicité du cœur en fin d'irradiation est plus élevée pour le combustible LEU, du fait de la présence plus importante d' ^{238}U . Concernant les coefficients de vide, ils sont négatifs pour les deux cas (HEU et LEU), malgré la présence de béryllium autour du cœur qui continue à ralentir les neutrons même en cas de perte de caloporteur. Puisque les barres de pilotages ne sont pas suffisantes pour obtenir une marge suffisante lors d'un arrêt de sûreté, il est recommandé pour le cœur LEU d'augmenter l'anti-réactivité des barres de régulation de réactivité de 3.0 mk.

BIBLIOGRAPHIE

- [1] CNSC, "Science and Reactor Fundamentals - Reactor Physics," Technical Training Group, 2003, pp. 85, 111.
- [2] Méplan and O, "MCNP Utility for Reactor Evolution. MURE User Guide – Version, 1.0.," Report LPSC 0912 and IPNO-09-01, Janvier 2009.
- [3] O. W. J. Méplan, A. Bidaud, C. S. N. David and e. al, "MURE,MCNP Utility for Reactor Evolution, User Guide - Version 1.0," 2009, pp. 73-74.
- [4] H. W. J. Graves, "Nuclear Fuel Management," 1979, pp. 269,143.
- [5] Slessarev and I, "Lectures given at the Workshop on Nuclear Data and Nuclear Reactors: Physics, Design and Safety, Trieste," in *Long term radiotoxicity*, Cadarache, France, Department of Reactor Physics, 13 March -14 April 2000, p. 789.
- [6] T. K. Jagdish, Nuclear wallet cards, National Nuclear Data Center, April, 2005.
- [7] E. L. Elmer, in *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*, 2008, pp. 258, 259.
- [8] D. WESTLÉN, "Why Faster is Better - On Minor Actinide Transmutation in Hard Neutron Spectra," in *Doctoral Thesis*, Stockholm, Sweden, KTH School of Engineering Sciences, 2007, p. 37.
- [9] DOE-HDBK-1019/2-93, "Reactor Theory (Nuclear Parameters)," in *REACTIVITY COEFFICIENTS*.
- [10] R. B. M. Sogbadji, B. J. B. Nyarko, A. E. H. K. and R. G. A. Abrefah, "Determination of Neutron Fluxes and Spectrum Shaping Factors in Irradiation Sites of Ghana's Miniature Neutron Source Reactor (mnsr) by Activation Method after Compensation of Loss of Excess Reactivity," *World Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 1, no. doi:10.4236/wjnst.2011.12009 Published Online July 2011, pp. 50-56, 2011.
- [11] V. Carter, *Advance Nuclear Physics*, Chandni Chowk, Delhi: Global Media, ISBN: 9380168926, 2009.
- [12] J. R. Lamarsh and A. J. Baratta, *Introduction to Nuclear Engineering*, New Jersey 07458: Upper Saddle River, 2001, p. 389.