



Tous les numéros ▶ Volume 6 (2020) ▶ EPJ Nuclear Sci. Technol., 6 (2020) 51 ▶ HTML complet

Accès libre

Problème	EPJ Nuclear Sci. Technol. Volume 6, 2020
Numéro de l'article	51
Nombre de pages)	11
EST CE QUE JE	https://doi.org/10.1051/epjn/2020014
Publié en ligne	18 août 2020

EPJ Nuclear Sci. Technol. 6 , 51 (2020)
<https://doi.org/10.1051/epjn/2020014>

Article régulier

Conception numérique de l'irradiation d'échantillons de combustible de thorium et d'uranium dans un environnement plombé

Mikolaj Oettingen*

AGH Université des sciences et de la technologie, Faculté de l'énergie et des combustibles, Département de l'énergie nucléaire, al. Mickiewicza 30, 30-059 Cracovie, Pologne

*
e-mail: moettin@agh.edu.pl

Reçu: 11 février 2020 Reçu sous sa forme définitive: 14 avril 2020 Accepté: 9 juillet 2020 Publié en ligne: 18 août 2020

Abstrait

L'article montre les capacités de l'assemblage combustible thorium-plomb pour la conception d'expériences d'irradiation sur des échantillons de combustible ThO_2 et UO_2 naturel utilisant une source de neutrons radio-isotopiques. Le but principal de l'analyse actuelle était de déterminer l'environnement d'irradiation dans les échantillons, notamment: spectre neutronique, puissance, activité, vitesses de réaction, production de ^{233}Pa et ^{239}Np ainsi que l'élevage de ^{233}U et ^{239}Pu . Un modèle numérique tridimensionnel avancé pour les simulations de transport et de combustion des rayonnements de Monte Carlo a été développé à l'aide du code de combustion continue d'énergie (MCB) de Monte Carlo. La polyvalence de l'assemblage offre une opportunité parfaite pour réaliser de nombreuses expériences d'irradiation pour la R&D sur le cycle du combustible du thorium et de l'uranium dans un matériau et des environnements géométriques différents.

© M. Oettingen, publié par EDP Sciences, 2020



Il s'agit d'un article en libre accès distribué sous les termes de la licence d'attribution Creative Commons (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0>), qui permet une utilisation, une distribution et une reproduction sans restriction sur tout support, à condition que l'œuvre originale soit correctement citée.

1. Introduction

Table des matières

Article

- Abstrait
- HTML complet
- PDF (2,487 Mo)
- ePUB (2,984 Mo)
- Les références

Métrique

[Afficher les statistiques de l'article](#)

Prestations de service

Mêmes auteurs

- [Google Scholar](#)
- [Base de données EDP Sciences](#)

[Recommander cet article](#)

[Télécharger la citation](#)

Articles Liés

[Le choix de l'assemblage combustible pour VVER-1000 dans un cycle du combustible fermé basé sur la technologie REMIX](#)
EPJ Nuclear Sci. Technol. 2 et 42 (2016)

[Conception numérique de l'unité de couverture de semences pour le combustible nucléaire au thorium](#) D'accord
E3S Web of Conferences 10, 00067 (2016)

[Mesure des probabilités d'émission de rayons gamma à l'aide d'une combinaison de techniques d'activation et d'oscillation: applications à \$^{171}\text{Er}\$, \$^{181}\text{Hf}\$, \$^{233}\text{Pa}\$ et \$^{243}\text{Pu}\$](#)
ND2007, 521-524 (2007)

Plus

Bookmarking



[Services aux lecteurs](#)

[Alerte email](#)

Haut

à l'aide d'une source de neutrons radio-isotope Cf. L'échantillon de combustible est incorporé dans le crayon combustible placé dans le réseau des 236 barres restantes de thorium ou d'uranium naturel, reflétées par des barres de plomb et des briques. La flexibilité de l'assemblage Th-Pb permet de réaliser de nombreuses expériences d'irradiation avec différentes configurations géométriques du coeur. Le but de l'analyse actuelle est de déterminer l'environnement d'irradiation dans l'échantillon, notamment: spectre neutronique, puissance, activité, production de ^{233}Pa et ^{239}Np ainsi que la sélection de ^{233}U et ^{239}Pu pour une comparaison plus approfondie avec les résultats des expériences d'irradiation. Un modèle numérique tridimensionnel avancé pour les simulations de transport et de combustion des rayonnements de Monte Carlo a été développé à l'aide du code de combustion continue d'énergie (MCB) de Monte Carlo [1], développé à l'Université AGH. Le code était équipé de ENDF / B-VII.1 [2] et JEFF3.1 [3] bibliothèques de données nucléaires pour étude comparative. L'analyse a été réalisée pour des échantillons de carburant contenant du ThO_2 et de l' UO_2 naturel pour la comparaison des capacités de reproduction de ^{233}U et ^{239}Pu .

La recherche se concentre principalement sur l'échantillon de combustible ThO_2 , qui a été choisi en raison d'un intérêt croissant pour le cycle du combustible au thorium et d'une demande de recherche plus fondamentale sur les combustibles au thorium [4, 5]. En général, le thorium semble être une option intéressante pour le combustible nucléaire principalement en raison de son abondance, de la réduction du besoin d'enrichissement dans le cycle du combustible, des taux de conversion élevés à ^{233}U dans un spectre de neutrons thermiques, faible production de plutonium et d'actinides mineurs et haute résistance à la prolifération. Bien que de nombreuses recherches aient été menées sur les combustibles à base de thorium alors que les réacteurs de puissance fonctionnant au thorium ont fonctionné dans le passé, le cycle du combustible au thorium dans son ensemble n'a jamais été pleinement développé. À ce jour, il n'existe pas d'infrastructure commerciale de fabrication ou de retraitement pour le cycle du combustible du thorium, contrairement à la vaste infrastructure disponible pour le cycle du combustible de l'uranium. Néanmoins, l'expérience acquise sur les combustibles à base de thorium dans les réacteurs d'essai et de puissance ainsi que les résultats de l'analyse numérique sont très encourageants [6-9]. Par conséquent, la mise en œuvre de combustibles au thorium dans le réacteur de puissance doit être davantage soutenue par la recherche scientifique pour permettre une meilleure compréhension de tous les composants du cycle du combustible au thorium. Malgré la grande quantité de données neutroniques disponibles pour la modélisation numérique, de meilleures caractéristiques neutroniques soutenues par une validation expérimentale avec une infrastructure dédiée telle que l'assemblage Th-Pb sont nécessaires.

Dans la [section 2](#), la spécification technique de l'assemblage Th-Pb et le modèle numérique développé pour la modélisation de Monte Carlo sont décrits. Les résultats de la modélisation numérique sont présentés dans la [section 3](#). La [section 4](#) contient un résumé de l'étude et une discussion sur les améliorations possibles de la méthodologie appliquée.

2 Modèle numérique d'assemblage de plomb de thorium

La [figure 1](#) montre l'assemblage combustible Th-Pb situé dans le bunker d'irradiation blindé du laboratoire de radiométrie de l'Université AGH. Le noyau de thorium repose sur la plaque de support inférieure en acier. La plaque de support cylindrique supérieure et la grille en aluminium fixent le noyau par le haut. De plus, quatre barres latérales situées symétriquement autour du noyau stabilisent l'ensemble. Le réflecteur latéral entourant le noyau a été fabriqué en utilisant des briques de plomb de dimensions 100 mm x 100 mm x 50 mm et des tiges de plomb hexagonales d'une longueur de 120 cm. Les ThO_2 et UO_2 cylindriques les tiges ont la même longueur de 120 cm et un rayon de 5,32 mm. L'épaisseur active haute, interstice et plaquée dans les deux cas est égale à 100, 0,012 et 0,085 cm respectivement. Le pas de la grille d'assemblage hexagonale est de 1,27 cm. L'espace libre de 0,04 cm entre les tiges a été conçu pour faciliter la soustraction des tiges choisies sans démontage de l'ensemble de l'assemblage. Ceci, à son tour, facilite l'introduction de nouveaux éléments comme par exemple des détecteurs de rayonnement, des échantillons ou d'autres matériaux comprenant des expériences. En général, l'assemblage Th-Pb se caractérise par une construction assez simple, ce qui est un avantage dans sa maintenance lors de la planification, de l'exécution et du post-traitement des expériences d'irradiation.

La reconstruction numérique de l'assemblage a été basée sur les mesures profilométriques effectuées ainsi que sur la spécification des barres de combustible fournies par le fournisseur (Bhabha Atomic Research Center, Inde) [10]. La hauteur active du matériau fertile (1000 mm) a été divisée numériquement en quatre zones radiales (RZ) et trois zones axiales (AZ) présentées dans les [figures 2 et 3](#). La zone suivante de 25 mm représente l'échantillon de carburant, qui a en outre été divisé en cinq segments axiaux similaires pour

de 0,436 cm. La masse du segment dépend du type de carburant; dans le cas de ThO_2 , il est de 4,06 g et dans le cas de UO_2 -4,54 g. La composition isotopique de l'uranium et du dioxyde de thorium est indiquée dans les [tableaux 1](#) et [2](#) respectivement. Pour une meilleure précision numérique, les résultats de la simulation ont été notés dans six zones symétriques représentant les échantillons autour de la source de neutrons, comme le montre la [figure 2](#). Ensuite, les résultats ont été moyennés pour des segments particuliers. Les tiges Th sont entourées respectivement par la matrice hexagonale de tiges Pb et de briques Pb. La production de ^{233}U et ^{239}Pu est la plus efficace dans le spectre des neutrons thermiques en raison de la section efficace pour la capture de neutrons sur ^{232}Th et ^{238}U . Par conséquent, pour les expériences d'irradiation prévues, zone de thermalisation en tiges hexagonales en polyéthylène (C_2H_4) a été présentée à l'assemblée. Pour la présente étude, la source de neutrons était entourée de deux couches de barres de polyéthylène de 6 et 12 barres respectivement. En conséquence, le nombre total de tiges $\text{ThO}_2 / \text{UO}_2$ dans l'assemblage pour l'expérience prévue est égal à 234, ce qui donne à ThO_2 la masse de 192 kg, dont 169 kg de Th, et UO_2 - la masse de 214 kg, dont 189 kg d'U ($1,3\text{ kg }^{235}\text{U}$, $187,5\text{ kg }^{238}\text{U}$ et des traces de ^{234}U). Les matériaux utilisés pour la modélisation numérique et leurs densités sont indiqués dans le [tableau 3](#). Pour la modélisation de la grille, des barres latérales et des barres supérieures, qui sont caractérisées par la géométrie compliquée, la technique d'homogénéisation volumétrique a été appliquée. La source de neutrons a été modélisée selon les spécifications du fabricant [11] sous forme de fil de cermet Cf_2O_3 -Pd fermé dans deux capsules en acier inoxydable. La [figure 2](#) montre l'emplacement de la source au milieu de l'assemblage. La source choisie a une intensité de 10^8 n/s , ce qui donne une masse de $43\text{ }\mu\text{g}$ de ^{252}Cf . Le temps d'irradiation prévu est égal à 25 jours, mais il peut être facilement raccourci ou prolongé, dépend des spécifications de l'expérience.



Fig. 1
Assemblage combustible Th-Pb dans le bunker d'irradiation.

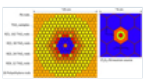


Fig. 2
Coupe radiale du modèle numérique de l'assemblage et de la source de neutrons.

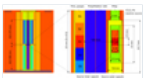


Fig. 3
Coupe axiale du modèle numérique de l'assemblage et de la source de neutrons.

D'accord

Tableau 1 La composition isotopique de l'échantillon de thorium.

Tableau 2 La composition isotopique de l'échantillon d'uranium.

Tableau 3 Matériaux utilisés dans la modélisation numérique.

3. Résultats

La [section 3](#) présente les résultats de la modélisation numérique utilisant le Monte Carlo Continuous Energy Burnup Code (MCB) pour le transport des neutrons et la simulation de combustion [1,12]. Les calculs ont été effectués pour les deux ensembles de bibliothèques de données nucléaires à savoir ENDF / B-VII.1 et JEFF3.1 pour une analyse comparative. Le supercalculateur Prometheus du Centre d'informatique académique de l'Université AGH a été utilisé pour des simulations numériques. La précision numérique des résultats obtenus est bien inférieure à 0,5%. Les sous-sections suivantes présentent les caractéristiques des

3.1 Spectre neutronique

La figure 4 montre le spectre neutronique absolu, tandis que la figure 5 présente le spectre neutronique relatif calculé dans 100 structures de groupes d'énergie pour les bibliothèques de données nucléaires ENDF / B-VII.1 au début de l'irradiation. La forme du spectre est similaire pour les bibliothèques appliquées et pour des pas de temps particuliers, car il est principalement formé par la source de neutrons Cf et les zones de thermalisation du polyéthylène. Les changements isotopiques en 25 jours d'irradiation et la désintégration du Cf ne l'influencent pas de manière significative. Les différences entre les bibliothèques JEFF3.1 et ENDF / B-VII.1 dépendent du groupe énergétique, mais elles sont généralement inférieures à 1% en moyenne et inférieures à 0,25% pour les deux échantillons. Dans le spectre, deux pics majeurs liés aux neutrons thermiques et rapides sont présentés. La principale différence entre le ThO₂ et les échantillons de combustible UO₂ proviennent des dépressions de flux dues aux sections efficaces de capture radiatives sur ²³²Th et ²³⁸U. La première grande résonance pour ²³²Th apparaît à environ 2×10^{-5} MeV et pour ²³⁸U - à environ 7×10^{-5} MeV dans la gamme d'énergie épithermique, ce qui est visible sur la figure 4. Pour ²³⁸U, deux dépressions de flux consécutives dues à des résonances à environ 2×10^{-5} et 4×10^{-5} MeV sont visibles. Le spectre pour UO₂ est plus difficile, avec 17,40% de neutrons inférieurs à 1 keV dans la gamme d'énergie thermique et épithermique, 7,28% (> 1 eV) et 10,13% (> 1 eV \wedge \leq 1 keV) respectivement. Dans le cas du ThO₂, 19,39% des neutrons sont dans la gamme d'énergie thermique et épithermique, respectivement 8,13% et 11,26%. Cette différence s'explique par les taux de réaction macroscopiques efficaces d'absorption des neutrons plus élevés pour l'uranium (²³⁴U + ²³⁵U + ²³⁸U: $2,58E + 04 [1 / s \cdot cm^3]$ pour ENDF / B-VII.1) par rapport au thorium (²³⁰Th + ²³²Th: $1,76E + 04 [1 / s \cdot cm^3]$ pour ENDF / B-VII.1), voir les tableaux 5 et 7. En général, le flux neutronique absolu est plus élevé dans le cas de l'échantillon de combustible UO₂ ($1,27E + 06 n / cm^2 \cdot s$) par rapport à l'échantillon de combustible ThO₂ ($1,11E + 06 n / cm^2 \cdot s$) en raison à la présence de ²³⁵U fissiles dans la composition du combustible frais et aux surplus de fissions dans la gamme d'énergie thermique et épithermique.

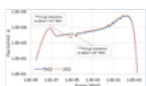


Fig. 4

Spectre neutronique absolu pour ENDF / B-VII.1 dans le segment central du combustible.

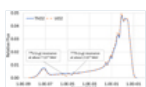


Fig. 5

Spectre neutronique relatif pour ENDF / B-VII.1 dans le segment central du combustible.

D'accord

3.2 Évolution de masse

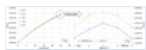
L'évolution de masse de ²³³Pa et ²³³U pour les bibliothèques de données nucléaires et les segments d'échantillons est illustrée aux figures 6 et 7. ²³³Pa augmente presque linéairement pendant la durée d'irradiation de 25 jours, car il se forme peu de temps après l'absorption de neutrons sur ²³²Th à partir de la désintégration de ²³³Th avec une demi-vie de 22,3 min. La formation de ²³³Pa dépend du flux neutronique et donc de la puissance des segments. Le plus grand nombre d'atomes pour ENDF / B-VII.1 à la fin de l'irradiation a été obtenu dans le segment central et le plus bas - dans les segments périphériques, $1,16 \times 10^{10}$ et $1,13 \times 10^{10}$ respectivement. Les résultats des bibliothèques de données nucléaires JEFF3.1 montrent une concentration plus élevée de ²³³Pa d'environ 2% pour l'ensemble du cycle d'irradiation. La concentration croissante de ²³³Pa montre que l'état d'équilibre n'a pas été atteint pendant l'irradiation. La concentration de ²³³U augmente significativement pendant le temps d'irradiation en raison de son élévation à partir de

bibliothèques de données nucléaires JEFF3.1 présentent ^{233}U Concentrations en U supérieures d'environ 2%. La distribution axiale de ^{233}Pa et ^{233}U correspondent à la distribution électrique. La concentration de ^{233}U augmentera encore après la fin de l'irradiation en raison de la désintégration de ^{233}Pa .

La concentration de ^{239}Np pendant le temps d'irradiation atteint l'état d'équilibre à environ 15 jours, comme illustré à la [figure 8](#). Ceci est causé par l'équilibre entre la formation de ^{239}Np à partir de la désintégration de ^{239}U et sa désintégration supplémentaire à ^{239}Pu . La distribution axiale de ^{239}Np correspond à la distribution de puissance. À la fin de l'irradiation pour les bibliothèques de données nucléaires ENDF / B-VII.1, la concentration la plus élevée de ^{239}Np a été obtenue dans le segment central ($1,80 \times 10^9$ atomes) et la plus faible concentration - dans les segments périphériques ($1,76 \times 10^9$ atomes). Les calculs avec les bibliothèques de données nucléaires JEFF3.1 montrent une concentration de ^{239}Np supérieure d'environ 1%. La concentration de ^{239}Pu augmente avec le temps d'irradiation en raison de son élevage à partir de ^{238}U , comme le montre la [figure 9](#). La concentration la plus élevée de $1,14 \times 10^{10}$ atomes correspond au segment central de l'échantillon et la concentration la plus basse de $1,11 \times 10^{10}$ atomes - au segment périphérique de l'échantillon. Les bibliothèques de données nucléaires JEFF3.1 en général montrent la concentration de ^{239}Pu plus élevé d'environ 1%. Les calculs montrent également quelques différences mineures entre les concentrations dans les segments symétriques (1-5 et 2-4) des échantillons. La différence pour tous les isotopes et pas de temps est inférieure à 0,4% et elle est attribuée à l'approche stochastique de la méthode de Monte Carlo. Les concentrations finales totales des isotopes étudiés dans l'échantillon sont indiquées dans le [tableau 4](#).

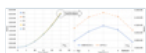
De plus, les [tableaux 5](#), [6](#), [7](#) et [8](#) présentent les taux de réaction efficaces microscopiques r_{eff} (1 / s) et macroscopiques R_{eff} (1 / s · cm³) pour les segments d'échantillon. Les vitesses de réaction pour les isotopes présents dans la composition initiale du combustible (^{230}Th , ^{232}Th , ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U) ont été calculées au début de l'irradiation et pour les isotopes formés (^{233}Pa , ^{233}U , ^{239}Np , ^{239}Pu) - à la fin de l'irradiation. Les taux de capture radiative et de réaction de fission pour les deux bibliothèques de données nucléaires sont indiqués. Les distributions axiales des vitesses de réaction présentent une forme similaire à la puissance et au nombre de distributions d'atomes pour les isotopes étudiés, ce qui prouve la fiabilité des calculs. Les vitesses de réaction ont été présentées comme une entrée possible pour d'autres calculs en considérant des configurations nucléaires similaires pour divers outils numériques utilisés par les équipes de recherche.

Fig. 6



Evolution de ^{233}Pa pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale dans l'échantillon.

Fig. 7



Evolution de ^{233}U pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale dans l'échantillon.

Fig. 8



Evolution de ^{239}Np pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale dans l'échantillon.

Fig. 9

Tableau 4 Concentrations finales des isotopes étudiés.

Tableau 5 Vitesse de réaction microscopique et macroscopique au début de l'irradiation pour ^{230}Th et ^{232}Th .

Tableau 6 Vitesses de réaction microscopique et macroscopique en fin d'irradiation pour ^{233}U et ^{233}Pa .

Tableau 7 Taux de réaction microscopique et macroscopique en fin d'irradiation pour ^{234}U , ^{235}U et ^{238}U .

Tableau 8 Taux de réaction microscopique et macroscopique à la fin de l'irradiation pour ^{239}Pu et ^{239}Np .

3.3 Puissance

Les figures 10 et 11 présentent l'évolution de la puissance pendant l'irradiation de l'échantillon et la distribution de puissance axiale finale à la fin de l'irradiation. Dans l'échantillon de combustible ThO_2 , la puissance augmente progressivement depuis le début de l'irradiation en raison des fissions sur le ^{233}U fissuré élevé, voir la figure 7. L'augmentation de puissance est d'environ 5% par rapport au début de l'irradiation. La puissance la plus élevée pour les bibliothèques ENDF / B-VII.1 ($2,11 \times 10^{-9}$ W) a été observée dans le segment central de l'échantillon de carburant et la plus faible ($1,85 \times 10^{-9}$ W) - dans les segments supérieur et inférieur de l'échantillon (1 et 5). La différence entre la puissance maximale et la puissance minimale pour les segments central et périphérique (1 vs 3) pendant toute la durée d'irradiation est d'environ 7%. Les calculs avec JEFF3.1. Les bibliothèques de données nucléaires montrent une puissance supérieure d'environ 3%. Le niveau de puissance dans l'échantillon de combustible UO_2 est d'environ un ordre de grandeur plus élevé en raison de la présence initiale de ^{235}U fissiles dans l'uranium naturel. Au départ, la puissance diminue en raison de l'épuisement du carburant en raison des fissions sur ^{235}U et du manque de ^{239}Pu . Après quelques jours, la puissance augmente en raison de la formation de ^{239}Pu fissiles et l'augmentation du nombre de fissions. À la fin de l'irradiation, la puissance est d'environ 1% plus élevée. La puissance maximale dans le segment central est égale à environ $2,75 \times 10^{-8}$ W et la puissance minimale dans les segments périphériques - $2,63 \times 10^{-8}$ W pour les bibliothèques ENDF / B-VII.1, ce qui donne une différence d'environ 5%. En outre, la différence entre les bibliothèques de données nucléaires est beaucoup plus faible par rapport à l'échantillon de combustible ThO_2 et équivaut à environ 0,3%. La raison des différences entre les bibliothèques de données nucléaires peut être attribuée à une meilleure connaissance des sections efficaces des isotopes dans la chaîne de formation de ^{239}Pu que dans la chaîne de formation de ^{233}U . La distribution axiale finale de la puissance correspond à la distribution du flux neutronique dans les échantillons et elle est cohérente avec les prévisions théoriques, c'est-à-dire que plus la source de neutrons est proche, plus la puissance est élevée.

D'accord

Fig. 10



Évolution de la puissance dans l'échantillon ThO_2 pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale.



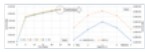
Fig. 11

3.4 Activité

L'activité dans les segments d'échantillons pour les deux types de carburant est illustrée aux figures 12 et 13.

L'activité est plus élevée dans le cas de l'échantillon de combustible UO_2 en raison des fissions sur les ^{235}U résiduels et de la formation de produits de fission actifs et en raison de la formation d'actinides mineurs à partir des transmutations sur ^{238}U . La différence d'activité à la fin de l'irradiation est égale à environ 52% pour chaque segment de l'échantillon. L'activité augmente plus rapidement après le saut initial dans le cas de l' UO_2 et elle atteint plus rapidement l'état d'équilibre en fin d'irradiation. L'activité de ThO_2 augmente plus lentement et pendant 25 jours d'irradiation il n'atteint pas l'état d'équilibre en raison du temps beaucoup plus long (~10 fois) nécessaire à la formation de ^{233}U fissile par rapport à la formation de ^{239}Pu . De plus, la chaîne de transmutation et de désintégration à partir de ^{232}Th présente un chemin plus long vers la formation d'actinides mineurs notamment radioactifs. L'évolution de l'activité et la distribution axiale finale sont proportionnelles aux évolutions et distributions de puissance pour les deux bibliothèques de données nucléaires. Une activité supérieure d'environ 2% a été obtenue pour les bibliothèques de données nucléaires JEFF3.1 pour l'échantillon de combustible ThO_2 , tandis que la différence pour l' UO_2 l'échantillon est égal à environ 0,4%. L'activité maximale pour les bibliothèques ENDF / B-VII.1 pour l'échantillon de combustible ThO_2 est égale à $2,34 \times 10^3$ Bq, et pour l'échantillon de combustible UO_2 - $4,44 \times 10^3$ Bq.

Fig. 12



Evolution de l'activité dans l'échantillon ThO_2 pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale.

Fig. 13



Evolution de l'activité dans l'échantillon d' UO_2 pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale.

4 Discussion et résumé

Dans l'étude, la conception des expériences d'irradiation avec un échantillon de combustible ThO_2 et UO_2 a été présentée. Les principales caractéristiques de neutrons de l'échantillon situé dans le montage expérimental disponible ont été calculées en utilisant la méthodologie numérique développée basée sur la modélisation de Monte Carlo. La méthodologie comprend la reconstruction du montage expérimental en utilisant les fonctionnalités du code MCB et les capacités de calcul haute performance pour les calculs numériques à l'aide du supercalculateur Prometheus. Les simulations numériques montrent que certaines améliorations sont nécessaires pour une meilleure planification des expériences d'irradiation. Le temps d'irradiation pour l'échantillon de ThO_2 doit être plus long afin d'atteindre l'état d'équilibre de ^{233}Pa et pour couvrir la période complète de production de ^{233}U . Dans l'étude, seul le temps d'irradiation avec la source de neutrons intégrée dans l'assemblage est pris en compte. Pour les mesures expérimentales, la désintégration des ^{233}Pa et ^{239}Np restants doit également être prise en compte pour estimer le nombre d'atomes d'isotopes fissiles élevés, en particulier ^{233}U , après l'élimination de la source. L'activité à long terme des échantillons doit également être calculée pour la poursuite de la maintenance technique et administrative des échantillons de combustible actif. Ainsi, l'analyse détaillée considérant l'identification quantitative des principaux isotopes contribuant à la radiotoxicité du combustible Th usé est recommandée.

De plus, les mesures expérimentales utilisant les détecteurs disponibles dans le laboratoire de radiométrie doivent être effectuées non pas immédiatement après le retrait de la source de neutrons de l'assemblage mais après le retrait et l'ouverture du crayon combustible pour l'extraction des échantillons et la préparation des mesures. L'exigence de base des expériences (incertitudes sur les résultats de mesure) sera définie après

Dans les futures expériences, l'utilisation de nombreuses configurations du noyau est prévue. Premièrement, pour la thermalisation du spectre, non seulement du polyéthylène mais également des tiges de graphite peuvent être appliqués. Deuxièmement, l'ensemble peut être chargé en crayons combustibles en uranium appauvri ou naturel. Troisièmement, la source de neutrons radio-isotopiques Cf pourrait être remplacée par une source Pu-Be ou même par un générateur de neutrons DT. Enfin, d'autres positions d'irradiation de l'échantillon sont également possibles, par exemple dans l'intervalle entre les tiges. L'ajustement axial de la source de neutrons et des échantillons lors d'irradiations de longue durée est également possible. La polyvalence de l'assemblage offre une opportunité parfaite pour réaliser de nombreuses expériences d'irradiation pour la R&D sur le cycle du combustible du thorium et de l'uranium dans un environnement matériel et géométrique différent, par exemple pour le développement de réacteurs nucléaires de IV génération [13]. L'utilisation de plomb peut aider à améliorer les connaissances sur le comportement du carburant dans les systèmes à réacteur rapide refroidi au plomb et à accélérateur [7,14], tandis que l'utilisation du graphite - dans les réacteurs à gaz à haute température [15]. L'étude actuelle a un caractère préliminaire afin de démontrer les capacités du dispositif expérimental disponible vers des expériences d'irradiation intégrale et se concentre sur l'approche numérique. D'autre part, les mesures expérimentales permettraient également de valider la méthodologie numérique développée, en particulier les bibliothèques de sections efficaces, qui montrent quelques différences, notamment dans la chaîne de désintégration et de transmutation à ²³³U.

Remerciements

La recherche a été partiellement soutenue par PL Grid Infrastructure disponible au Centre informatique académique CYFRONET AGH. En outre, le soutien financier partiel de cette étude au titre de la subvention scientifique 16.16.210.476 du Ministère polonais des sciences et de l'enseignement supérieur est cordialement remercié.

Les références

1. M. Oettingen, J. Cetnar, T. Mirowski, Le code MCB pour la modélisation numérique des réacteurs nucléaires de quatrième génération, *Comput. Sci.* **16**, 329–350 (2015) [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]
2. MB Chadwick, M. Herman, P. Oblozinsky et al., Données nucléaires ENDF / B-VII.1 pour la science et la technologie: sections efficaces, covariances, rendements des produits de fission et données de désintégration, *Nucl. Fiches de données*, **112** (12), 2887-2996 (2011) [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]
3. A. Santamarina et al., La bibliothèque de données nucléaires JEFF-3.1.1, JEFF Report 22, Validation Results from JEF-2.2 to JEFF-3.1.1, ISBN 978-92-64-99074-6 Nuclear Energy Agency, 2009 [[Google Scholar](#)]
4. Agence internationale de l'énergie atomique, Collection Énergie nucléaire de l'AIEA n ° NF-T-2.4, Rôle du thorium pour compléter les cycles du combustible des futurs systèmes d'énergie nucléaire, 2012 [[Google Scholar](#)]
5. DE Serfontein, EJ Mulder, Cycles du combustible à base de thorium: réévaluation de l'économie du combustible et du risque de prolifération, *Nucl. Eng. Des.* **271**, 106–113 (2014) [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]
6. A. Nuttin, P. Guillemin, A. Bidaud, N. Capellan et al., Analyse comparative de la conversion élevée réalisable dans les réacteurs CANDU et REP légèrement modifiés alimentés au thorium. *Ann. Nucl. Energy* **40**, 171–189 (2011) [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]
7. A. Wojciechowski, Criticité de la combustion du thorium en état d'équilibre, *Prog. Nucl. Energy* **92**, 81–90 (2016) [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]
8. A. Galahom, Minimisation des déchets de produits de fission en utilisant du combustible à base de thorium au lieu du dioxyde d'uranium, *Nucl. Eng. Des.* **314**, 165–172 (2017) [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]
9. T. Kooyman, L. Buiron, Neutronique et comparaison du cycle du combustible de l'uranium et du thorium comme matrice pour les actinides mineurs portant-couvertures, *Ann. Nucl. Energy* **92**, 61–71 (2016) [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]
10. SI Abdel-Khalik, PA Haldy, A. Kumar, Conception de couverture et performances calculées pour l'installation d'essai de dispositifs expérimentaux hybrides de fusion-fission de lotus, *Fus. Sci. Technol.* **5** (2), 189-208 (1984) [[Google Scholar](#)]
11. RC Martin, JB Knauer, PA Balo, Production, distribution et applications de sources de neutrons californium-252, *Appl. Radiat. Isotopes* **53**, 785–792 (2000) [[CrossRef](#)] [[PubMed](#)] [[Google Scholar](#)]

13. M. György, S. Szilárd, L'absorption du thorium dans les réacteurs de génération IV, *Prog. Nucl. Energy* **93** (2016) [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]
14. DK Mohapatra, SS Singh, A. Riyas, P. Mohanakrishnan, Aspects physiques des réacteurs rapides alimentés en métal avec couverture de thorium, *Nucl. Eng. Des.* **265**, 1232–1237 (2013) [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]
15. IV Shamanin, VM Grachev, YB Chertkov, SV Bedenko, O. Mendoza, VV Knyshev, Propriétés neutroniques des réacteurs refroidis au gaz à haute température avec combustible au thorium, *Ann. Nucl. Energy* **113**, 286-293 (2018). [[CrossRef](#)] [[Google Scholar](#)]

Citez cet article comme suit: Mikolaj Oettingen, Numerical design of thorium and uranium fuel samples irradiation in lead environment, *EPJ Nuclear Sci. Technol.* **6** et 51 (2020)

Tous les tableaux

Tableau 1 La composition isotopique de l'échantillon de thorium.

[↑ Dans le texte](#)

Tableau 2 La composition isotopique de l'échantillon d'uranium.

[↑ Dans le texte](#)

Tableau 3 Matériaux utilisés dans la modélisation numérique.

[↑ Dans le texte](#)

Tableau 4 Concentrations finales des isotopes étudiés.

[↑ Dans le texte](#)

Tableau 5 Vitesse de réaction microscopique et macroscopique au début de l'irradiation pour ^{230}Th et ^{232}Th .

[↑ Dans le texte](#)

Tableau 6 Vitesses de réaction microscopique et macroscopique en fin d'irradiation pour ^{233}U et ^{233}Pa .

[↑ Dans le texte](#)

Tableau 7 Taux de réaction microscopique et macroscopique en fin d'irradiation pour ^{234}U , ^{235}U et ^{238}U .

[↑ Dans le texte](#)

Tableau 8 Taux de réaction microscopique et macroscopique à la fin de l'irradiation pour ^{239}Pu et ^{239}Np .

[↑ Dans le texte](#)

D'accord

Tous les chiffres



[↑ Dans le texte](#)

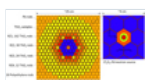


Fig. 2

Coupe radiale du modèle numérique de l'assemblage et de la source de neutrons.

[↑ Dans le texte](#)

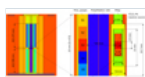


Fig. 3

Coupe axiale du modèle numérique de l'assemblage et de la source de neutrons.

[↑ Dans le texte](#)

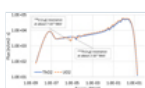


Fig. 4

Spectre neutronique absolu pour ENDF / B-VII.1 dans le segment central du combustible.

[↑ Dans le texte](#)

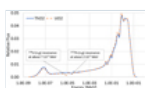


Fig. 5

Spectre neutronique relatif pour ENDF / B-VII.1 dans le segment central du combustible.

[↑ Dans le texte](#)

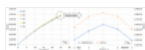


Fig. 6

Evolution de ^{233}Pa pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale dans l'échantillon.

[↑ Dans le texte](#)



Fig. 7

Evolution de ^{233}U pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale dans l'échantillon.

[↑ Dans le texte](#)



Fig. 8

Evolution de ^{239}Np pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale dans l'échantillon.

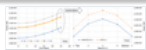
[↑ Dans le texte](#)



Fig. 9

Evolution du ^{239}Pu pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale dans l'échantillon.

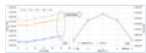
[↑ Dans le texte](#)



Évolution de la puissance dans l' échantillon ThO_2 pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale.

[↑ Dans le texte](#)

Fig. 11



Evolution de la puissance dans l' échantillon d' UO_2 pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale.

[↑ Dans le texte](#)

Fig. 12



Evolution de l'activité dans l' échantillon ThO_2 pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale.

[↑ Dans le texte](#)

Fig. 13



Evolution de l'activité dans l' échantillon d' UO_2 pendant le temps d'irradiation avec distribution axiale finale.

[↑ Dans le texte](#)

Nous recommandons

Durabilité du thorium-uranium dans un réacteur à haute température refroidi au sel de fluorure à lit de galets

Guifeng Zhu, EPJ Nuclear Sci. Technol., 2016

Caractérisation neutronique d'un assemblage PWR entièrement empoisonné erbia au moyen du code APOLLO2

Roberto Pergreffi et coll., EPJ Nuclear Sci. Technol., 2017

Combustible U-Pu-Th à trois composants pour l'irradiation au plutonium dans les réacteurs à eau lourde

Ross Peel, EPJ Nuclear Sci. Technol., 2016

Propagation de l'incertitude basée sur la technique d'échantillonnage corrélé pour les applications de données nucléaires

Axel Laureau et al., EPJ Nuclear Sci. Technol., 2020

Incertitudes sur les combustibles nucléaires usés LWR suisses en raison des données nucléaires

Dimitri A. Rochman et coll., EPJ Nuclear Sci. Technol., 2018

Développement et validation du code COUPLE3.0 pour l'analyse couplée du transport et de la combustion des neutrons en ADS

Lu Zhang et al., Science et techniques nucléaires, 2018

Analyse des performances du cycle Th – U basée sur des réacteurs rapides de sel de chlorure fondu et de sel de fluorure fondu

Liao-Yuan He et al., Science et techniques nucléaires, 2020

Les armes à protons visent à apprivoiser les déchets radioactifs

Dennis Normile, Science, 2003

La quête d'une énergie illimitée

Adrian Cho, Science, 2019

Boutique neutrons avance géochronologie $^{40}\text{Ar} / ^{39}\text{Ar}$

Daniel Rutte et coll., Sci Adv, 2019

D'accord

Alimenté par **TREND MD**

Je consens à l'utilisation de Google Analytics et des cookies associés sur le réseau TrendMD (widget, site Web, blog). [Apprendre encore plus](#)

Oui

Non

En utilisant ce site, vous acceptez qu'EDP Sciences puisse stocker des cookies de mesure d'audience Internet et, sur certaines pages, des cookies issus des réseaux sociaux. [Plus d'informations et configuration](#)

[Mentions légales](#)

[Contacts](#)

[Politique de confidentialité](#)