

Stratégies de gestion des radionucléides

Après son passage en réacteur, le combustible utilisé contient :

- 94 % d'uranium et 1 % de plutonium, des éléments au fort potentiel énergétique qui sont valorisables et, en partie, recyclés (à titre d'exemple, pour produire la même quantité d'énergie, ce millier de tonnes de combustible nucléaire représente l'équivalent d'environ 23 millions de tonnes de pétrole).
- 5 % d'autres éléments radioactifs, qui représentent aujourd'hui les déchets de la production d'énergie. Une part importante de ces éléments (4,6 %) a une **période*** de décroissance inférieure à trente ans, et il n'est pas considéré utile d'essayer de diminuer la quantité de ces éléments.

Reste donc 0,4 % de déchets à vie longue : 0,1 % « d'actinides mineurs » (ainsi qualifiés de par leur faible quantité), notamment neptunium, américium et curium et 0,3% de produits de fission. Leurs périodes de décroissance radioactive vont de plusieurs milliers d'années (américium, par exemple) à plusieurs millions d'années (neptunium, par exemple). Ils sont donc responsables d'une radioactivité et d'un dégagement de chaleur résiduels sur des durées très longues. Leur radioactivité entraîne l'émission de différents types de rayonnements (*alpha*, *bêta* et *gamma*) qui auraient des effets biologiques dangereux s'ils entraient en contact avec l'organisme humain. La **radiotoxicité***, contribution de chaque élément à ces effets sur l'organisme lors d'une hypothétique ingestion, traduit le caractère potentiellement dangereux des déchets radioactifs.

Aux termes des études menées depuis quinze ans dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 sur la gestion des déchets radioactifs, la solution nominale pour les déchets de haute activité et à vie longue est le stockage réversible en formation géologique profonde, précédée éventuellement d'une phase d'entreposage destinée à diminuer l'activité et le dégagement thermique des colis de déchets, dûment **conditionnés*** (pour plus de détails, se reporter à la monographie DEN sur le Conditionnement des déchets).

Une voie complémentaire pour la gestion de ces déchets consiste à **transmuter*** certains radionucléides pour réduire les quantités et la nocivité des déchets radioactifs ultimes. Cette transmutation implique, au préalable, la séparation desdits radionucléides. Les recherches sur la séparation-

transmutation qui ont été entamées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 se poursuivent dans le cadre de la loi du 28 juin 2006, avec pour objectif d'examiner des solutions industrialisables permettant de réduire les quantités de déchets de haute activité contenus dans les verres et d'aller plus loin dans le recyclage des matières contenues dans le combustible utilisé.

Ce sont surtout les radionucléides à vie longue dont on veut diminuer la quantité dans les déchets. Pour y parvenir, il faut d'abord extraire ces éléments du combustible utilisé : c'est l'étape de séparation. Une fois les radionucléides séparés, deux alternatives se présentent :

- Les éléments séparés pourraient être conditionnés sous une forme spécifiquement adaptée à leur physicochimie pour leur assurer un confinement durable (voir encadré ci-après).
- Les éléments séparés pourraient également être éliminés par transformation en éléments non radioactifs ou à vie plus courte : c'est l'étape de transmutation.

Le moyen le plus efficace pour assurer cette transmutation est de bombarder ces radionucléides à vie longue par des neutrons disponibles en très grande quantité dans les réacteurs nucléaires.

Les trois outils envisageables *a priori* pour réaliser la transmutation sont les réacteurs à neutrons thermiques (les réacteurs à eau sous pression actuels d'EDF), les réacteurs à neutrons rapides et des installations couplant un accélérateur de particules et un réacteur sous-critique à neutrons rapides (appelées « systèmes hybrides » ou « *Accelerator Driven System ADS* »). Des études ont été conduites sur la transmutation dans ces trois types de réacteurs.

Les travaux menés au CEA ont montré que la transmutation en réacteurs à neutrons thermiques est techniquement peu efficace.

En revanche, les caractéristiques des **réacteurs à neutrons rapides***, du type de PHÉNIX, permettent d'envisager la transmutation des actinides mineurs, en utilisant des combustibles contenant des quantités significatives d'actinides mineurs (2,5 % à 5 %).

Confiner les radionucléides séparés ?

Certains éléments radioactifs séparés peuvent s'avérer difficiles à transmuter, et il faut donc pouvoir proposer une alternative à leur transmutation. L'objectif est alors de disposer de conditionnements, aptes à garantir un confinement sur de très longues durées en stockage, pour ces éléments radioactifs issus de la séparation poussée. Les études du CEA ont porté sur le confinement de chacun des éléments dont la séparation est étudiée : Am, Cm, Np, I, Tc, Cs.

Le principe retenu pour le confinement de ces éléments est d'incorporer chacun d'entre eux pris isolément dans une matrice spécifique et non de les incorporer tous, simultanément, dans une matrice unique, comme cela est le cas actuellement pour la matrice vitreuse, qui permet de confiner l'ensemble des radionucléides contenus dans les solutions issues du traitement des combustibles usés. En incorporant les éléments de façon isolée, le choix de la matrice peut être optimisé pour cet élément, et les performances de confinement obtenues, maximisées. Par contre, les matrices ainsi obtenues sont différentes pour chaque élément et ne présentent donc pas la flexibilité chimique offerte par la matrice vitreuse.

Des études ont été consacrées à la recherche de nouveaux matériaux pouvant jouer ce rôle de matrice de conditionnement à très long terme pour chacun des éléments séparés. Les résultats sont contrastés selon les éléments radioactifs à confiner.

L'iode s'avère très difficile à confiner. La seule matrice retenue est l'apatite phospho-vanado-plombeuse, dont le comportement à long terme semble satisfaisant. Le passage à l'échelle industrielle du procédé de synthèse (frittage réactif sous charge) reste un point à évaluer pour l'atteinte de la faisabilité technique. Pour

le césium, la hollandite a été retenue comme possible matrice de confinement en raison de son excellente durabilité chimique, sa bonne tenue sous irradiation et la simplicité de son procédé d'élaboration (frittage naturel sous air). Pour le technétium, seul le choix du type de matrice, métallique plutôt qu'oxyde, a été fait, pour l'instant, et les autres aspects (durabilité chimique, tenue à l'irradiation, procédé) n'ont pas été abordés.

Pour les actinides mineurs, quatre matrices performantes ont été mises au point, et le choix du meilleur conditionnement reste à faire. De nombreux résultats scientifiques positifs ont été obtenus sur ces quatre matrices : zirconolite, britholite, monazite/brabantite et phosphate disphosphate de thorium. La durabilité chimique de ces matrices est excellente, et les procédés d'élaboration (frittage naturel sous air) sont assez simples pour être transposés à l'échelle industrielle. De plus, les résultats des premières expérimentations indiquent aussi que les effets de l'auto-irradiation sur les propriétés de confinement devraient être négligeables.

Même si ces matrices de confinement « spéciales » semblent satisfaisantes au plan scientifique, leur mise en œuvre industrielle sera certainement complexe et coûteuse. Par ailleurs, les progrès réalisés dans la compréhension du comportement à long terme des verres donnent une bonne confiance dans la capacité de cette matrice à confiner l'ensemble des radionucléides issus du traitement des combustibles usés.

Finalement, l'intérêt de ces nouveaux procédés de conditionnement « séparés » n'est pas, aujourd'hui, réellement avéré. Si certains éléments séparés n'étaient pas transmutables, ils seraient, comme actuellement, conditionnés dans le verre.

Les ADS sont des réacteurs originaux mais complexes qui ont des potentialités en tant que réacteurs dédiés à la transmutation. Ces potentialités doivent encore être démontrées expérimentalement. Les études se poursuivent en ce sens, en collaboration étroite avec le CNRS et les partenaires européens. Leur performance en terme de production d'électricité étant limitée, ils se positionnent en complément éventuel des réacteurs producteurs d'électricité.

L'évaluation d'une solution de gestion des déchets ne peut se faire qu'avec une vue globale intégrant l'ensemble des installations du cycle nucléaire (usines de fabrication des combustibles, réacteurs, usines de traitement du combustible usé...) et non pas à la lumière des performances d'un seul de ses maillons. À ce titre, des études de « scénarios » ont été réalisées : elles intègrent des hypothèses d'évolution des installations dans le temps et sont essentielles pour évaluer l'intérêt et les possibilités de mise en œuvre de la séparation-transmutation.

Les études de scénarios fournissent une vue d'ensemble du cycle et des déchets produits à différents moments et simulent le fonctionnement des différentes installations nucléaires pendant plusieurs décennies, à partir de la situation existante. Elles permettent de comparer les potentialités des différents scénarios du point de vue de la réduction de la radiotoxicité des déchets et des besoins en installations nouvelles par rapport à la situation actuelle.

En partant des réacteurs à eau existants, c'est le scénario dont le déroulement intègre le remplacement progressif de ces réacteurs par des réacteurs à neutrons rapides qui aboutit de façon réaliste à la plus forte réduction de la radiotoxicité des déchets. En raison de leur principe, les réacteurs à neutrons rapides produisent peu d'actinides mineurs et sont capables de transmuter ceux qu'ils produisent, ainsi que ceux produits par les réacteurs actuels à eau. La faisabilité de principe d'un tel scénario, comportant l'utilisation de réacteurs à neutrons rapides, est acquise.

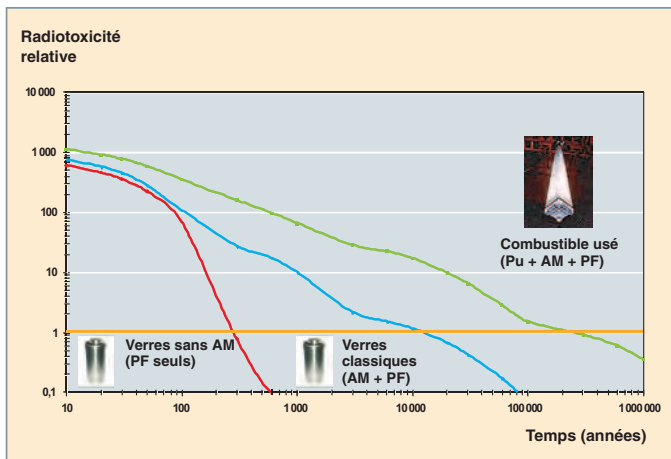


Fig. 171. La radiotoxicité des combustibles usés, comparée à celle des colis de déchets vitrifiés, avec et sans séparation des actinides mineurs, montre le bénéfice attendu de la séparation-transmutation des actinides mineurs. Comme on le voit, celle-ci permet de diminuer considérablement le temps caractéristique de confinement des déchets. Le coût du stockage sera également réduit, car ce dernier est dimensionné par la charge thermique des déchets.

Serait-il envisageable de reprendre les déchets déjà vitrifiés pour leur appliquer la séparation-transmutation ?

Deux voies ont été étudiées au CEA pour extraire les actinides mineurs et les produits de fission à vie longue des déchets déjà vitrifiés : un procédé à température ambiante, consistant à dissoudre le verre dans une solution acide après concassage mécanique, et un procédé thermique à haute (fusion et ajout de fondant) puis basse température (trempe pour fragmentation thermomécanique), permettant la dissolution plus aisée du verre en phase aqueuse. C'est le second procédé qui paraît le plus accessible aux technologies nucléaires existantes. Toutefois, l'industrialisation de ce procédé complexe à plusieurs étapes nécessiterait d'importants développements et entraînerait la construction de plusieurs ateliers similaires aux ateliers existants de La Hague, avec des coûts élevés d'investissement et d'exploitation. En outre, elle produirait un volume de déchets secondaires important. Compte tenu de ces résultats, il n'est pas réaliste de récupérer les éléments radioactifs à vie longue des verres déjà produits.

Dans un tel scénario, seule la part des actinides mineurs non extraite du combustible usé (0,1 % de ces actinides, d'après les performances obtenues en séparation poussée) constitue le déchet ultime. La radiotoxicité et la puissance thermique des verres sont donc fortement diminuées, ce qui contribue à optimiser le stockage, en réduisant à la fois son coût et la durée sur laquelle il doit assurer le confinement des radionucléides (fig. 171).

La mise en œuvre d'un tel scénario ne sera possible que quand les réacteurs à neutrons rapides et les nouvelles installations du cycle seront disponibles.

La possibilité de transmuter à l'échelle d'un combustible expérimental a été démontrée dans le réacteur PHÉNIX*. Des expériences d'irradiation se poursuivront jusqu'en 2009 dans ce réacteur, notamment pour compléter les données disponibles pour la transmutation. Il s'agit aussi de disposer d'un bilan permettant d'envisager des expériences de transmutation à échelle de l'assemblage dans le futur réacteur pilote français à neutrons rapides, prévu en 2020.

Le déploiement à une échelle industrielle de la séparation/transmutation nécessitera également de disposer d'une usine de traitement de combustible usé intégrant la séparation poussée et de réacteurs à neutrons rapides permettant la transmutation. Ce déploiement est envisageable progressivement à partir de l'horizon 2040.

Dominique WARIN,
Département radiochimie et procédés

Comment transmuter ?

Les bases physiques de la transmutation

Le principe de la transmutation appliquée au traitement des déchets nucléaires à vie longue consiste à modifier les noyaux des éléments radioactifs concernés afin de les transformer en des noyaux stables.

Pour ce faire, il est nécessaire de les bombarder par des particules. Plusieurs voies ont été explorées, seule celle utilisant les neutrons dans le **cœur*** d'un réacteur se révèle efficace.

En raison de l'absence de charge électrique, le neutron est de loin la particule qui satisfait au mieux les critères recherchés. Il est par ailleurs, « naturellement » présent et disponible en grande quantité dans les réacteurs nucléaires où il est produit, permettant d'assurer le maintien de la **réaction en chaîne*** et la production d'énergie associée.

L'interaction neutron-noyau conduit principalement à deux types de réactions, la réaction de **capture*** du neutron par le noyau cible et la réaction de **fission*** du noyau. Pour les produits de fission, la capture permet en général de générer, après transformations successives, un noyau stable. L'exemple typique est celui du technétium 99 (210 000 ans de période) qui par capture neutronique se transforme en technétium 100 de période radioactive très courte (15,8 secondes) aboutissant par désintégration β^- au ruthénium 100 stable (voir fig. 172).

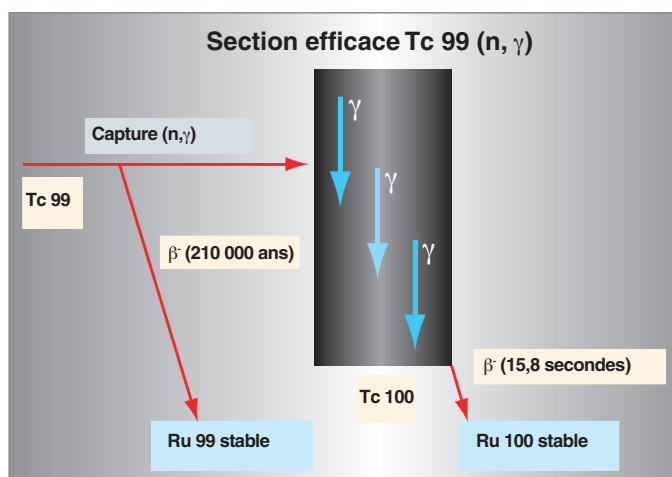


Fig. 171. Principe de la transmutation du technétium 99.

Pour les actinides mineurs, cette réaction de capture est à éviter, car elle conduit à former d'autres actinides dont la radiotoxicité est au moins aussi importante.

À titre d'exemple, l'américium 241, de période radioactive de 433 ans, se transforme majoritairement, sous irradiation par capture neutronique, en américium 242 qui, lui-même, devient très rapidement et en majorité, par désintégration β^- , du curium 242. Ce dernier a une période radioactive de 163 jours.

On pourrait donc penser, en première analyse, que ce processus de transformation d'un élément à vie longue, l'Am 241, en un élément à vie courte, le Cm 242 est une « bonne » opération.

En fait le Cm 242 se transforme naturellement, par désintégration *alpha*, en Pu 238, de période radioactive plus élevée (T = 88 ans), et ainsi de suite jusqu'au plomb.

La comparaison des évolutions de la radiotoxicité en fonction du temps de l'Am 241 et du Cm 242 présentées dans les figures ci-dessous montre que l'opération n'est pas du tout bénéficiaire, tout au contraire.

Par contre, avec la fission, le noyau se scinde, généralement sous l'action du neutron incident, en deux fragments, les produits de fission qui, pour la plupart, ont une période radioactive courte (inférieure à trente ans) les amenant à des corps stables.

En moyenne, les noyaux des produits de fission subissent quatre décroissances radioactives, de période n'excédant pas généralement quelques années, avant de devenir stables. Leur activité et leur radiotoxicité associées ont presque totalement disparu au bout de 300 ans.

C'est, bien évidemment, cette voie qu'il faut favoriser pour la destruction des actinides, car, d'une part, la fission conduit ainsi à des résidus à vie courte puis stables, moins radio-toxiques à long terme que l'actinide détruit, et, d'autre part, la fission produit des neutrons supplémentaires utilisables pour détruire d'autres déchets ou participer au maintien de la réaction en chaîne, tout en produisant de l'énergie.

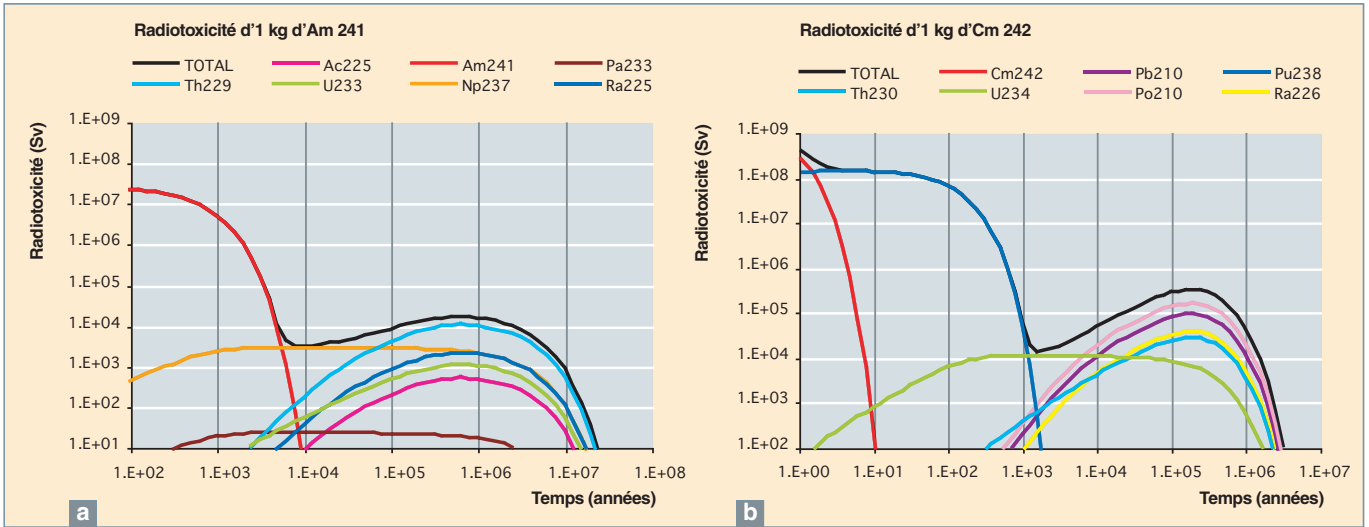
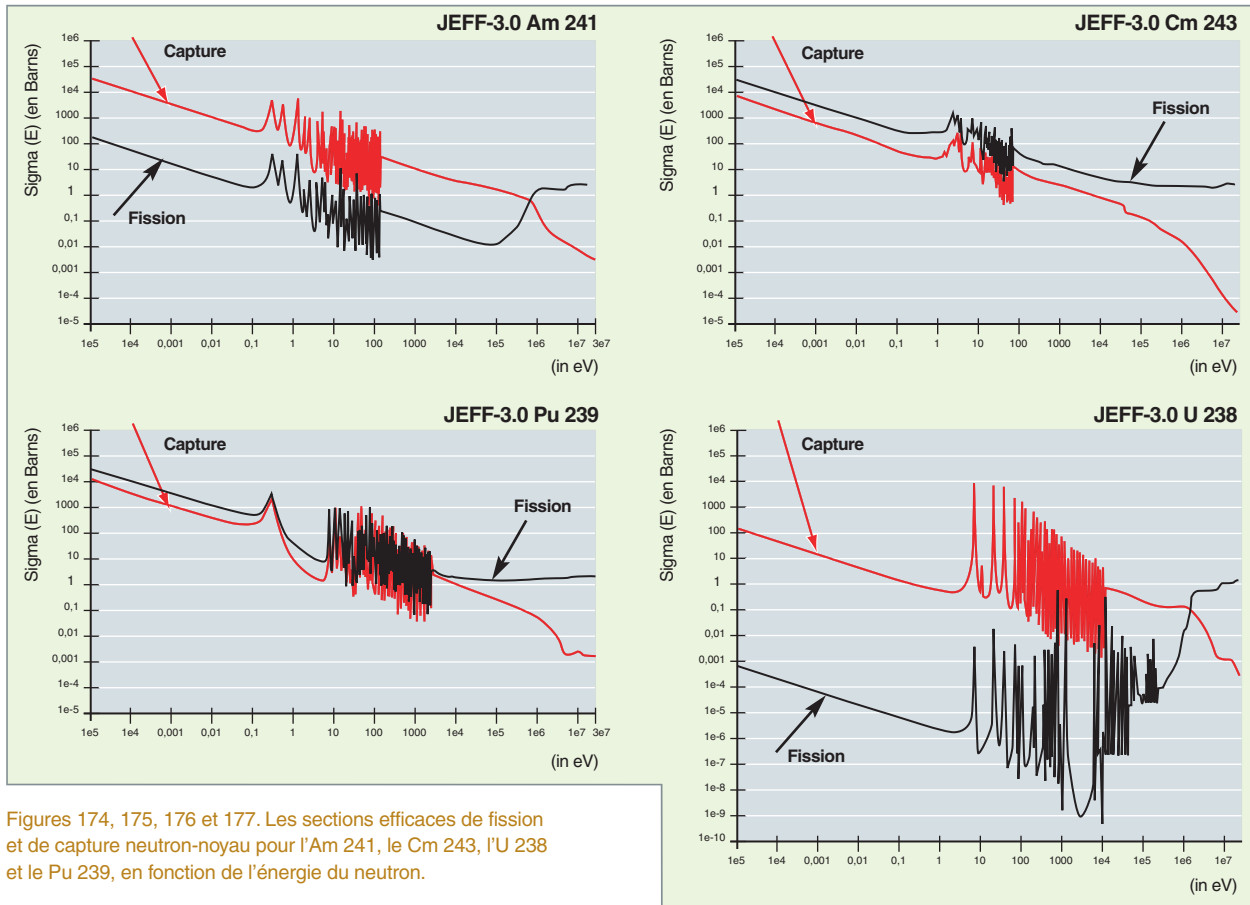


Fig. 173. a. Évolution de la radiotoxicité d'1 kg d'Am 241 ;
 b. Évolution de la radiotoxicité d'1 kg de Cm 242.

Caractéristiques neutroniques des actinides

La capacité à obtenir un processus de transmutation efficace des actinides dépend donc de la compétition entre les deux réactions de **fission*** et de **capture*** neutronique. La proba-

bilité d'occurrence de chaque réaction est caractérisée par la **section efficace*** de l'isotope considéré. L'analyse de l'allure des sections efficaces correspondantes en fonction de l'énergie du neutron incident est, à ce titre, essentielle. À titre d'illustration, ces données, extraites de la bibliothèque européenne de données nucléaires JEFF3, pour l'Am 241, le Cm 243, l'U 238 et le Pu 239 sont présentées dans les figures 174 à 177.



Figures 174, 175, 176 et 177. Les sections efficaces de fission et de capture neutron-noyau pour l'Am 241, le Cm 243, l'U 238 et le Pu 239, en fonction de l'énergie du neutron.

Dans la zone thermique (énergie inférieure à 0,1 eV), les isotopes 241 et 243 de l'américium sont très peu fissiles. Les probabilités de capture neutronique sont 100 à 1 000 fois supérieures à celles de fission. Il en est de même pour le Np 237. L'isotope pair du curium, le Cm 244, présente également le même comportement, le rapport capture/fission étant plus faible (facteur 10 environ). Ces isotopes sont dits « capturants ».

Par comparaison, les sections efficaces de l'U 238 se révèlent être sensiblement inférieures en valeurs absolues à celles des actinides mineurs. Le remplacement de l'uranium par ces actinides mineurs tendra donc à augmenter le taux d'absorption en zone thermique et donc réduire le niveau de flux neutronique dans cette zone, ce qui a des conséquences importantes pour les paramètres neutroniques du cœur, comme on le verra par la suite.

Les isotopes impairs du curium présentent des niveaux de capture et de fission plus proches. Les probabilités de fission sont 5 à 10 fois supérieures à celles de capture. Les allures des courbes sont très voisines, en forme à celles de l'U 235. Les valeurs absolues de la section de fission se révèlent légèrement supérieures à celles du Pu 239. Ces isotopes sont dits « fissiles* ».

Dans la zone épithermique* (énergie au-delà de 1 eV) on constate un comportement globalement similaire, si ce n'est une réduction des rapports capture/fission.

En spectre rapide, la différenciation pour les isotopes capturant entre les probabilités de capture et de fission reste marquée jusqu'au seuil de fission à des énergies de l'ordre du MeV mais globalement le ratio capture/fission se trouve nettement diminué.

Ces constatations se retrouvent quantifiées dans le tableau 21 où sont indiquées les valeurs de sections efficaces moyennes intégrées sur les spectres de neutrons représentatifs de différents types de réacteurs. Le spectre neutronique étant défini comme la répartition en énergie de la population neutronique présente dans le réacteur. Un spectre « thermique » REP* avec un combustible UO₂, un spectre « épithermique » REP avec un combustible MOX et un spectre de réacteur à neutrons rapides sont présentés dans la figure 178 ci-après :

De cette analyse élémentaire, il ressort les points suivants :

- pour les actinides Np, Am et Cm 244 :
 - en REP, où la zone neutronique thermique est privilégiée, ces isotopes se comportent comme des poisons neutroniques. Ils pénalisent le bilan neutronique et se transmutent essentiellement en un autre actinide ;
 - en RNR, le rapport capture/fission est réduit d'un facteur 5 à 10 lorsqu'on passe d'un spectre REP (thermique ou épithermique) à celui d'un RNR. Ces derniers sont donc plus efficaces pour transmuter les actinides mineurs par fission directe.

Tableau 21.

Isotope	Réacteur à neutrons lents (REP)			Réacteur à neutrons épithermiques (REP - MOX)			Réacteurs à neutrons rapides (RNR)		
	σ_f	σ_c	$\alpha = \sigma_c / \sigma_f$	σ_f	σ_c	$\alpha = \sigma_c / \sigma_f$	σ_f	σ_c	$\alpha = \sigma_c / \sigma_f$
U 235	38,8	8,7	0,22	12,6	4,2	0,3	1,98	0,57	0,29
U 238	0,103	0,86	8,3	0,124	0,8	6,5	0,04	0,30	7,5
Pu 238	2,4	27,7	12	1,9	8	4,2	1,1	0,58	0,53
Pu 239	102	58,7	0,6	21,7	12,2	0,6	1,86	0,56	0,3
Pu 240	0,53	210,2	396,6	0,7	24,6	35,1	0,36	0,57	1,6
Pu 241	102,2	40,9	0,40	28,5	9	0,3	2,49	0,47	0,19
Pu 242	0,44	28,8	65,5	0,5	12,3	24,6	0,24	0,44	1,8
Np 237	0,52	33	63	0,6	18	30	0,32	1,7	5,3
Np 238	134	13,6	0,1	38,5	4	0,1	3,6	0,2	0,05
Am 241	1,1	110	100	0,8	35,6	44,5	0,27	2,0	7,4
Am 242	159	301	1,9				3,2	0,6	0,19
Am 242 m	595	137	0,23	126,6	27,5	0,2	3,3	0,6	0,18
Am 243	0,44	49	111	0,5	31,7	63,4	0,21	1,8	8,6
Cm 242	1,14	4,5	3,9	0,96	3,45	3,6	0,58	1,0	1,7
Cm 243	88	14	0,16	43,1	7,32	0,2	7,2	1,0	0,14
Cm 244	1,0	16	16	1	13,1	13,1	0,42	0,6	1,4
Cm 245	116	17	0,15	33,9	5,4	0,2	5,1	0,9	0,18

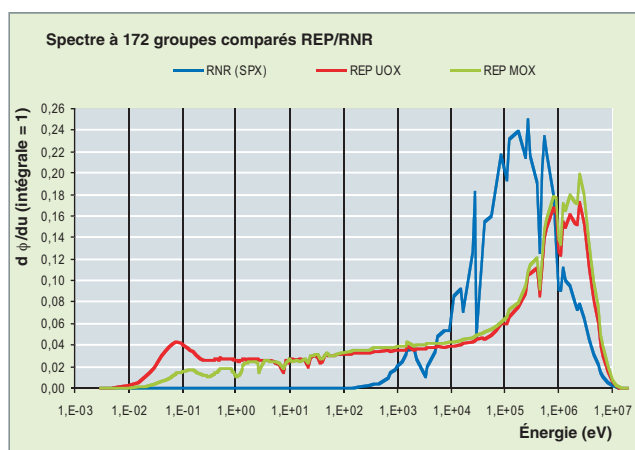


Fig. 178. Spectres de neutrons comparés entre un réacteur à eau pressurisée et un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium.

- Pour les isotopes Cm 243 et 245, les rapports capture/fission sont similaires en REP et en RNR. Ils se transmutent majoritairement en produits de fission à vie courte.

En bref, le spectre rapide permet de minimiser les réactions de capture « parasites » et favorise les réactions de fission pour l'ensemble des actinides, ce qui lui confère son caractère d'« omnivore ». En spectre thermique, les actinides mineurs subissent essentiellement la capture neutronique, mis à part le curium 243 et 245. Ce phénomène conduit à la formation d'isotopes de plus en plus lourds.

Cette analyse reste élémentaire, dans la mesure où elle repose uniquement sur l'impact de la première interaction neutronique. Cependant, elle met en évidence l'avantage intrinsèque du spectre à neutrons rapides.

Pour avoir une réelle évaluation de l'efficacité globale de la transmutation, il est nécessaire d'examiner l'influence des réactions successives au cours de l'irradiation en réacteurs.

Efficacité globale de transmutation en réacteurs

Pour une durée d'irradiation standard en réacteurs, de type REP et RNR, les taux de disparition des éléments considérés, exprimés en pour cent de la masse présente initialement, sont indiqués dans le tableau 22 suivant. Les **taux de fission***, intégrés sur la durée d'irradiation, sont également indiqués. Ces taux de fission intègrent les contributions à la fission, non seulement de l'isotope père présent initialement, mais également celles des isotopes fils produits au cours de l'irradiation.

De l'analyse de ces résultats, il ressort les points principaux :

- dans les conditions standard d'irradiation en réacteurs, il n'est pas possible d'atteindre une disparition complète des éléments considérés en une seule passe d'irradiation. Il est nécessaire de procéder à un recyclage (plusieurs recyclages successifs durant chacun plusieurs années seront même nécessaires si on souhaite s'approcher d'un taux de fission de 100 %) ;
- en raison des contributions des isotopes fissiles produits au cours de l'irradiation, les rapports intégrés sur la durée d'irradiation des taux de fission sur les taux de disparition, sont augmentés, comparés aux mêmes rapports relatifs au seul isotope initial ;
- les taux de fission obtenus en RNR sont supérieurs, dans un rapport 2 à 6, à ceux obtenus en REP ;
- en REP, la transmutation des éléments considérés se faisant essentiellement par captures successives, la production d'éléments supérieurs va en être très nettement accentuée. Ce dernier point est illustré sur les figures 179 et 180 qui comparent l'évolution de l'américium 243 sous irradiation selon un spectre rapide ou thermique.

En spectre rapide, la production d'isotopes supérieurs est somme toute limitée comparée à la production en spectre thermique. Ceci est vrai pour la production d'isotopes élevés de curium mais également pour d'autres éléments de masse supérieure, tels que le Bk ou le Cf qui posent de très sérieuses

Tableau 22.

	Taux de disparition et de fission pour des irradiations élémentaires			
	REP MOX 60 Gwj/t Flux = $2,5 \cdot 10^{14}$ n.cm ⁻² .s ⁻¹ Durée irradiation = 1500 JEPN		RNR EFR 140 Gwj/t Flux = $3,4 \cdot 10^{15}$ n.cm ⁻² .s ⁻¹ Durée irradiation = 1700 JEPN	
	Taux de disparition (%)	Taux de fission (%)	Taux de disparition (%)	Taux de fission (%)
Np 237	46	4	63	24
Am 241	70	10	69	24
Am 243	65	6	63	15
Cm 244	44	16	50	27

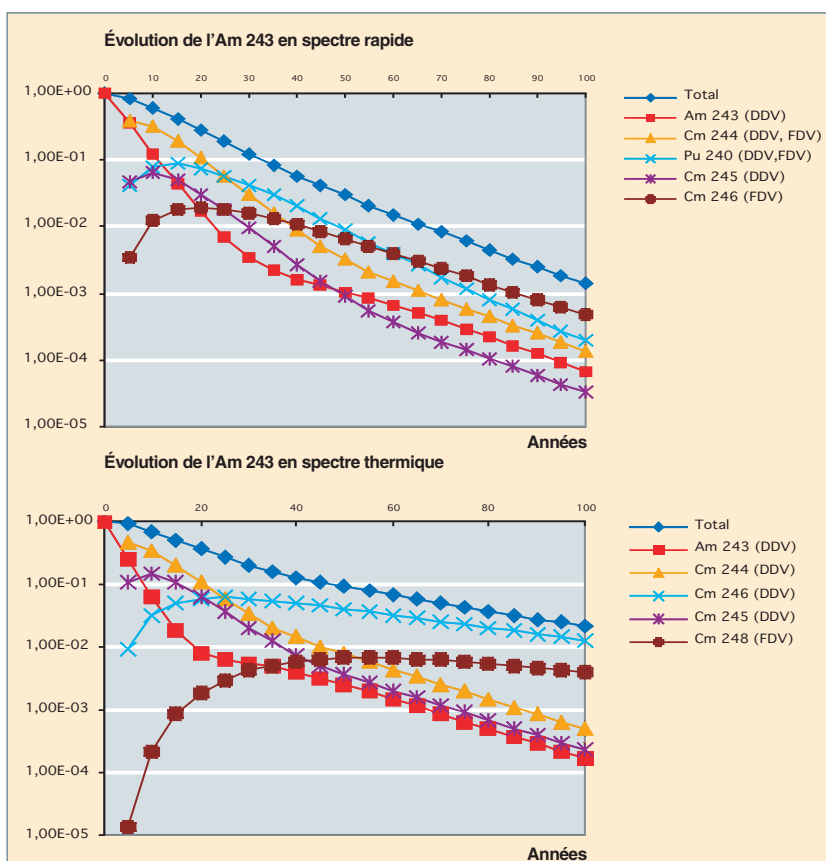


Fig. 179 et 180. Évolutions comparées de l'américium 243 dans un réacteur rapide et dans un réacteur thermique.

difficultés de **criticité*** et de radioprotection pour les opérations du cycle du combustible.

Ces caractéristiques physiques permettent d'envisager la transmutation des actinides mineurs dans les systèmes à neutrons rapides avec un recyclage intégral des actinides sans accumulation d'isotopes supérieurs, leur concentration tendant vers un équilibre. Ce mode de transmutation n'est pas transposable aux réacteurs à eau pour lesquels il est indispensable de séparer et de ne pas recycler le curium pour éviter l'accumulation constante d'isotopes supérieurs et les incidences sur les opérations du cycle du combustible, en particulier en raison de l'augmentation de la source neutronique.

Une seconde approche, tout à fait théorique, et complémentaire, consiste à évaluer le nombre de neutrons, donc le bilan neutronique, nécessaire pour transformer un isotope initial (et tous les isotopes produits par réactions successives à partir de cet isotope initial) en isotopes stables ou produits de fission.

Bilan en neutrons

Une méthode d'évaluation du bilan neutronique lors de la transmutation complète de tel ou tel type de noyau, a été développée au CEA, afin de quantifier le potentiel de transmutation des différents types de réacteurs à fission, **critiques***, ou **sous-critiques***, couplés à une source de neutrons. Cette méthode est basée sur le principe simple suivant :

Dans un flux neutronique donné (niveau et spectre du flux), on suit le devenir d'un noyau initial de l'espèce choisie à travers toutes ses filiations possibles sous irradiation, une fission représentant la fin d'une branche de filiations (fig. 181).

Chacune de ces filiations est pondérée par une probabilité d'occurrence qui dépend, par sa position dans l'arbre des filiations issu du noyau initial, des sections efficaces de capture et de fission, elles-mêmes fonctions du spectre neutronique choisi, du niveau de flux et des constantes de décroissance naturelle.

Enfin, on compte à chaque étape les neutrons consommés ou produits. Ces valeurs sont pondérées par les différentes probabilités obtenues précédemment, puis sommées avec les signes adéquats sur l'ensemble des filiations possibles pour donner une valeur globale D de consommation de neutrons pour une fission complète du noyau initial et de ses descendants sous irradiation.

Le tableau 23 donne les valeurs de D pour des noyaux isolés et pour des compositions isotopiques types, en intégrant une marge de 0,3 neutrons par fission pour tenir compte des neutrons perdus par fuites ou captures stériles :

On constate que dans les spectres rapides les actinides mineurs, pris isolément, sont tous des producteurs nets de neutrons au cours de leur irradiation, ce qui n'est pas le cas en spectre thermique.

L'ensemble des transuraniens (Pu+AM) est nettement producteur de neutrons dans un spectre rapide, par contre le bilan est négatif en spectre thermique.

La définition de D pour les produits de fission est un peu différente puisque ces derniers ne fissionnent pas. Le coefficient D sera sensiblement le nombre de captures nécessaires pour transformer le produit de fission à vie longue en isotope stable d'un autre élément chimique (pour permettre une séparation aisée), avec quelques corrections de deuxième ordre dues à la compétition entre captures et décroissance. Le paramètre

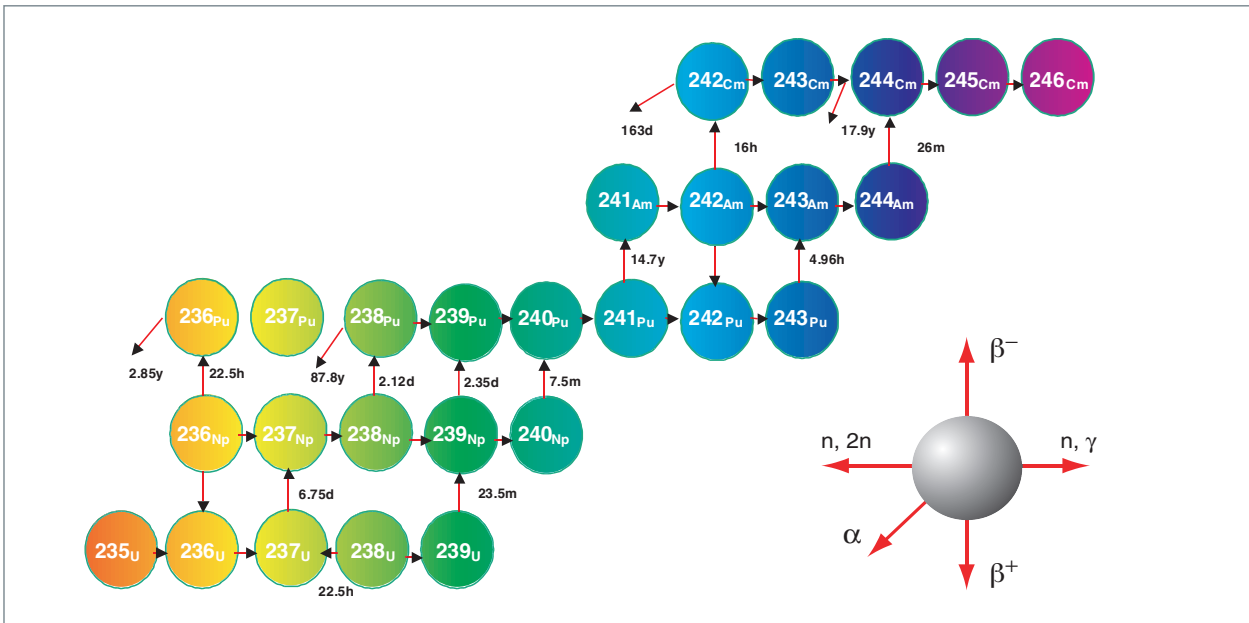


Fig. 181. Filiations entre actinides. Les flèches représentent les évolutions possibles d'un noyau d'actinide sous les effets conjugués de la capture neutronique et de la décroissance radioactive.

D s'avère être sensiblement voisin entre REP et RNR. Une transmutation efficace de ces noyaux demanderait au moins une utilisation adéquate des surplus de neutrons qui peuvent être tirés de la transmutation des Pu+AM, voire le recours à des sources externes de neutrons (systèmes hybrides ADS).

Comme on le voit, les réacteurs à neutrons rapides présentent les caractéristiques les plus favorables en termes de bilan neutronique pour la transmutation des transuraniens et, en particulier, des actinides mineurs. Naturellement, cela ne préjuge pas des difficultés qui pourront être rencontrées, par ailleurs : impact sur les paramètres de sûreté du cœur, sur les postes du cycle du combustible, efficacité en termes de réduction de l'inventaire radiotoxique ou d'autres critères encore. Ces questions sont abordées par la suite.

Tableau 23.

Valeurs de D (en neutrons par fission) : nombre de neutrons nécessaires pour faire disparaître un noyau lourd par fission.

D < 0 Consommation de neutrons, D > 0 production de neutrons.

	Réacteur thermique	Réacteur rapide
Np 237	- 1,4	+ 0,3
Am 241	- 1,4	+ 0,3
Am 243	- 0,7	+ 0,3
Cm 243	+ 1,6	+ 1,8
Cm 244	+ 0,4	+ 1,1
Cm 245	+ 2,0	+ 2,2
Tous les actinides mineurs	- 1,2	+ 0,4
Pu + actinides mineurs	- 0,2	+ 0,9
PF vie longue (éléments)	- 2,3	- 2,2
PF vie longue (isotopes)	- 0,6	- 0,6

Conséquences de la transmutation des actinides sur la physique du cœur

On ne peut mettre autant d'actinides mineurs qu'on veut dans le cœur d'un réacteur, qu'il soit de type REP ou RNR. La principale limitation est liée à leur impact sur le comportement neutronique du cœur, dont la stabilité dépend des coefficients de **réactivité*** et cinétiques du cœur :

- l'effet de vidange, qui conditionne la stabilité du réacteur lors d'un accident de perte du caloporteur ;
- l'effet en réactivité lié à l'augmentation de la température du combustible (effet **Doppler***), qui conditionne la stabilité du réacteur lors d'une excursion de puissance ;
- la proportion de **neutrons retardés*** (*bêta effectif*), qui conditionne la « nervosité » du réacteur, c'est-à-dire son temps de réaction lors d'une modification de sa réactivité ;
- la perte de réactivité par disparition de matières fissiles au cours de l'irradiation du combustible.

Les conséquences de l'introduction d'un supplément d'actinides mineurs dans le cœur d'un RNR sont illustrées sur la figure 182.

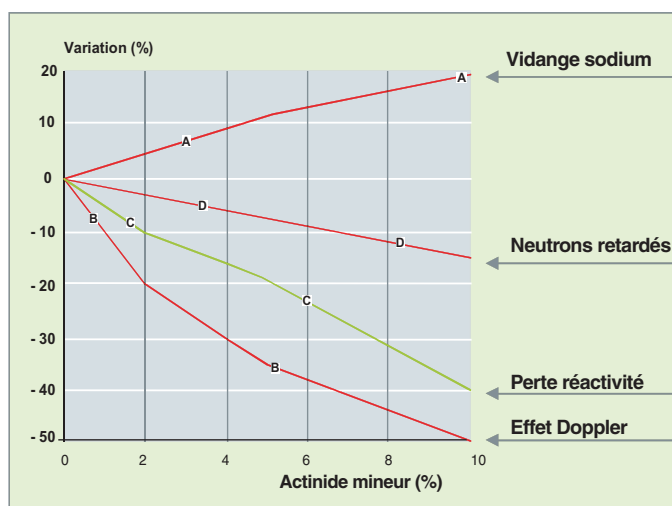


Fig. 182. Variation relative des paramètres du cœur en fonction de la fraction d'actinides mineurs dans le combustible.

On constate que pour trois paramètres sur les quatre considérés, l'introduction d'actinides mineurs dans le combustible conduit à des pénalités non négligeables. Par exemple, l'ajout de 4 % d'actinides mineurs au combustible induit une augmentation de 10 % de l'effet de vidange du sodium. Pour le coefficient Doppler, qui conditionne en partie la stabilité du cœur lors de transitoires accidentels, l'impact est encore plus important, puisque l'on constate une baisse d'environ 30 % de ce coefficient pour le même ajout d'actinides mineurs.

Pour le **bêta effectif*** qui représente la proportion de neutrons retardés, la sensibilité est moins importante puisque la variation est inférieure à 10 %.

Seule la perte de réactivité sur le cycle est réduite, ce qui est favorable en permettant de réduire la teneur en Pu du combustible.

In fine, pour conserver des paramètres physiques du cœur acceptables, les teneurs maximales en actinides mineurs admissibles en RNR sont de l'ordre de :

- de 3 % des noyaux lourds du combustible pour les cœurs de grande taille de type SUPER PHÉNIX ou EFR, *European Fast Reactor* ;
- de 5 % des noyaux lourds du combustible pour les cœurs de petite taille de type PHÉNIX ou de grande taille pour les RNR gaz compte tenu des moindres contraintes sur le paramètre clé de vidange du caloporteur.

En ce qui concerne les REP, ce qui précède montre que la transmutation ne conduit pas à une élimination efficace des noyaux lourds, mais bien plutôt à leur accumulation. De surcroît, l'introduction d'actinides mineurs dans le combustible

REP tend à détériorer les coefficients de réactivité du cœur. Enfin, l'introduction d'actinides mineurs dans les REP nécessite un enrichissement accru en U 235 ou en Pu, ce qui n'est pas sans présenter des pénalités économiques. Pour ces trois raisons, la transmutation des actinides mineurs sous flux de neutrons thermiques en REP n'est plus envisagée.

Les différents modes de recyclage des actinides mineurs

Si les actinides mineurs sont intégrés dans le combustible, on parle alors de « recyclage en mode homogène », les teneurs maximales admissibles sont conditionnées, comme on vient de le voir, par le respect des critères sur les paramètres physiques du cœur.

Si, au contraire, les actinides mineurs sont placés dans des cibles positionnées en périphérie du cœur, on parle alors de « recyclage en mode hétérogène », les pénalités sur les paramètres du cœur étant extrêmement réduites. Les teneurs maximales admissibles dans ces cibles dépendent alors plus de considérations et d'impacts sur les opérations de fabrications et traitement de ces cibles que de considérations sur les paramètres physiques du cœur.

Conséquences de la transmutation des actinides sur le cycle du combustible

Il ne s'agit pas ici de considérer l'ensemble du cycle du combustible mais seulement de déterminer les grandeurs (activité, sources, puissance à l'entrée et à la sortie du réacteur) qui peuvent avoir une influence sur les possibilités et les modalités de fabrication, de manutention et de traitement des assemblages combustibles ou des cibles contenant les éléments à transmuter. Cela conditionne le mode de recyclage, voire la possibilité de recycler certains éléments. Le tableau 24 présente les valeurs de puissance résiduelle d'activité, de débit de dose γ à 1 m de la source ainsi que la source neutronique pour différents combustibles « théoriques » de RNR chargés d'une même masse d'actinides mineurs. Ces valeurs sont présentées en relatif par rapport au combustible oxyde d'un cœur d'EFR.

On constate que les variations les plus importantes apparaissent à l'étape de la fabrication du combustible. En effet, après irradiation, la contribution des isotopes lourds est « masquée » par la contribution prépondérante des produits de fission. On observe des variations significatives uniquement pour la puissance résiduelle qui est augmentée de près d'un facteur 2 dans le cas d'un combustible avec 2,5 % de neptunium et d'un facteur 3 ou 6 pour un combustible à base d'américium ou de curium. De même, l'émission de neutrons est augmentée d'un facteur 4 à 8 pour les cas des combustibles chargés en américium et en curium.

Tableau 24.

Conséquences du recyclage des actinides mineurs sur le cycle du combustible.

Variation relative par rapport au combustible MOX de référence EFR

Teneur en actinides	2,5 % Np	2,5 % Am	2,5 % Cm
Fabrication			
Puissance thermique	X1	X4	X12
Dose γ	X4	X80	X500
Émission neutronique	X1	X2	X1 700
Traitement			
Puissance thermique	X2	X3	X6
Dose γ	X1	X1	X1
Emission neutronique	X1	X4	X8

En ce qui concerne le combustible neuf, l'ajout de neptunium à hauteur de 2,5 % de la masse des isotopes lourds ne modifie pas les niveaux de puissance, d'activité ou d'émission neutronique. Seul le débit de dose γ est majoré d'un facteur 4 environ à cause de la présence du protactinium 233 (en équilibre avec le neptunium 237) émetteur d'un rayon γ dur d'environ 300 keV.

Pour le combustible chargé en américium, la forte augmentation de la source γ et du débit de dose associé (facteur 80) est due principalement à la contribution du neptunium 239 en équilibre avec son père l'américium 243.

Avec l'introduction de curium, les conséquences sont nettement plus accentuées, le débit de source est augmenté de près d'un facteur 500 à cause des contributions du curium 243 et du curium 244 forts émetteurs de rayons γ durs. L'augmentation de l'émission neutronique est encore plus conséquente (facteur 1 700) principalement à cause de la fission spontanée du curium 244.

Ainsi, si le recyclage en mode homogène du neptunium apparaît tout à fait envisageable, les conséquences sur les sources γ et principalement neutron dues à l'introduction de curium rendent son recyclage en réacteur extrêmement difficile.

Pour l'américium, la situation est intermédiaire. Son recyclage en mode homogène nécessiterait un développement important des technologies actuelles et, en particulier, réclamerait une chaîne de fabrication blindée. La voie hétérogène permettrait d'éviter de dégrader les caractéristiques du combustible standard en concentrant les problèmes sur un flux de matière réduit.

Transmuter les produits de fission à vie longue ?

La transmutation en réacteur des produits de fission à vie longue sélectionnés (technétium 99, iode 129 et césium 135) pose de nombreuses difficultés :

- ce sont de purs consommateurs de neutrons ;
- leurs sections efficaces de capture (et donc les vitesses de transmutation) sont faibles en spectre rapide (<0,5 barns*) et en spectre thermique (quelques barns au plus) ;

• les deux facteurs ci-dessus obligent à ne mettre en réacteur que les isotopes à transmuter, or ceux-ci sont souvent mineurs (mis à part le 99 Tc) par rapport aux autres isotopes qui les accompagnent, et dont la transmutation n'est pas souhaitée. Il faudrait donc procéder à une séparation isotopique avant de transmuter...

• la forme chimique pouvant être introduite en réacteur n'est pas forcément l'élément pur (spécialement pour les corps facilement fusibles ou volatils, comme l'iode et le césium).

Pour le premier point, la transmutation des produits de fission à vie longue en REP n'est pas favorable, car le bilan neutronique est très tendu. La situation est plus favorable pour les RNR. Les réacteurs hybrides de type ADS apportent un plus grand potentiel en raison de l'apport au bilan neutronique de leur source externe de neutrons.

Pour le second point, à cause des faibles sections efficaces de ces isotopes, un compromis efficace peut être trouvé en combinant le haut niveau de flux neutronique disponible dans les RNR et une adaptation du spectre neutronique dans les cibles considérées, afin de maximiser les sections efficaces. Les performances de ce mode de recyclage en cibles modérées en RNR ont été évaluées. Elles montrent que la transmutation du technétium 99 et de l'iode 129 est envisageable, mais avec des vitesses de transmutation faibles. Il faut des durées d'irradiation de l'ordre de 20 à 30 ans pour transmuter la moitié de la masse initiale.

Pour le Cs 135, sa section efficace de capture est vraiment trop faible pour envisager sa transmutation en réacteur.

Transmutation des actinides mineurs en systèmes dédiés (ADS*)

Les systèmes dédiés à la transmutation des actinides mineurs (ADS) sont constitués d'un réacteur sous-critique couplé à une source externe de neutrons provenant d'un accélérateur.

Le caractère sous-critique du réacteur permet de le charger fortement en actinides mineurs, tout en assurant son contrôle et sa sûreté, ce qui est un aspect favorable pour la transmutation.

La complexité de ces systèmes ne permet pas, d'un point de vue économique, de les considérer comme des réacteurs électrogènes.

Leur mise au point passe par la conception d'éléments spécifiques de haute technicité :

- Un accélérateur qui fournit un faisceau intense de protons de haute énergie : le choix du type d'accélérateur (linéaire) a été fait, mais le problème de la fiabilité n'est pas encore résolu ;
- une cible de **spallation*** qui produit des neutrons de haute énergie sous l'effet des protons de l'accélérateur (et, selon la conception de la cible, une fenêtre qui isole la cible de l'accélérateur) : une voie de référence est proposée (cible liquide utilisant l'eutectique plomb-bismuth avec fenêtre), mais il reste à régler des problèmes de comportement des matériaux (corrosion par le métal liquide, irradiation, production de gaz) ;

un cœur de réacteur fonctionnant en mode sous-critique et en spectre rapide.

Pour la première fois dans le monde, les principaux composants (la source externe de neutrons et le cœur sous-critique) ont été assemblés avec succès pour des études neutroniques de très faible puissance dans le réacteur expérimental MASURCA de Cadarache, au cours de l'expérience MUSE conduite par le CEA et le CNRS.

La cible de spallation a fait l'objet d'une démonstration réussie dans le cadre de l'expérience MEGAPIE réalisée au Paul Scherrer Institut, en Suisse.

Parallèlement, des études d'ingénierie menées au niveau européen (projet PDS-XADS) ont confirmé l'absence de points rédhibitoires quant à la faisabilité de principe du système ADS pour des puissances de l'ordre de 100 MWth. Le programme GUINEVERE en cours s'attachera à démontrer expérimentalement la possibilité de contrôler le comportement en régimes statique et dynamique d'un ADS. Toutefois, de nombreux verrous technologiques subsistent encore, et, pour les lever, des études sont conduites dans le cadre du projet européen intégré EUROTRANS du 6^e PCRD. Ces systèmes, qui ne sont pas encore disponibles, seront certainement plus complexes et coûteux que les systèmes critiques à neutrons rapides.

Les expériences d'irradiation en soutien aux développements des concepts de transmutation

En soutien aux études de concepts de transmutation décrits précédemment, un important programme « matériaux » sur les combustibles et les cibles a été mis en œuvre au CEA pour démontrer la faisabilité technique des modes de transmutation envisagés, en termes de fabrication et de comportement sous irradiation.

Ce programme « matériaux » s'appuie sur un vaste programme d'irradiation qui est résumé dans le tableau 25 page suivante.

Les expériences d'irradiation PROFIL R et M en cours dans PHÉNIX visent à fournir des informations sur les données nucléaires et sur les performances de transmutation. Elles consistent à placer des échantillons d'isotopes dans des conteneurs (fig. 183). Ces conteneurs, au nombre d'une cinquantaine, sont empilés dans une ou plusieurs aiguilles qui sont elles-mêmes placées au sein d'un assemblage standard. Une aiguille de référence est également caractérisée avant et après irradiation pour servir de comparaison.

L'analyse après irradiation de ces échantillons d'isotopes purs tels que Am 241, Np 237, Pu 238, Am 243, permet d'avoir accès aux sections efficaces de capture ou aux sections efficaces (n , $2n$) à l'aide des concentrations observées des isotopes de masse $A + 1$ ou $A - 1$. Pour appréhender, l'effet spectral deux irradiations sont réalisées, l'une PROFIL-R en spectre neutronique standard d'un RNR, l'autre PROFIL-M en spectre modifié. Les analyses des compositions isotopiques après irradiations permettront également de valider les calculs de performances de transmutation présentés précédemment.

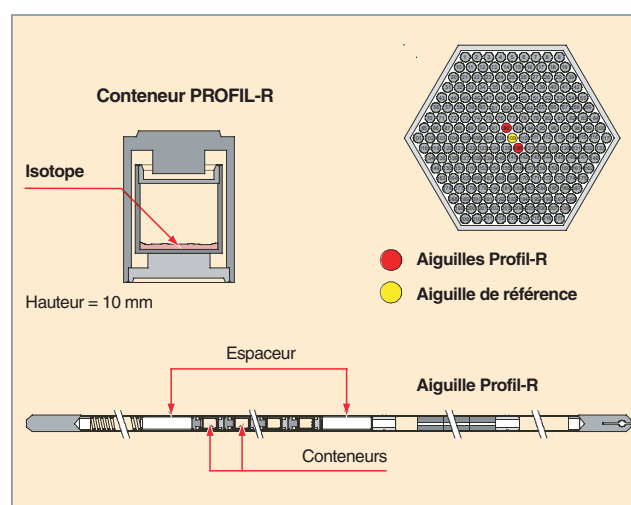


Fig. 183. Caractéristiques de l'expérience PROFIL.

Tableau 25.

Le programme des irradiations expérimentales lancé au CEA pour étudier la faisabilité technique de la transmutation.				
Thème	Type	Nom	Réacteur	État
Irradiations génériques				
Données neutroniques	Isotopes séparés	PROFIL R et M	PHÉNIX	En cours
	Matériaux de structure	QUASAR, OLIPHANT, MEMPHIS	PHÉNIX	Terminé
Combustibles /composés	Oxydes, Nitrures	Amboine, Bora-Bora	BOR 60	Terminé
	Nitrures, carbures	NIMPHE	PHÉNIX	Terminé
	Nitrures	CONFIRM	HFR	Terminé
MATRICES	Sur support UO ₂	T2, T3	HFR	Terminé
	Sur support UO ₂	THERMET, TANOX	SILOE	Terminé
	Sur support UO ₂	MATINA	PHÉNIX	Terminé
Transmutation en mode homogène				
Actinides	Np, Am oxyde	SUPERFACT 1	PHÉNIX	Terminé
Actinides	Np oxide	TRABANT 1	HFR	Terminé
Actinides	Np,Am, Cm métal	METAPHIX 1, 2 et 3	PHÉNIX	En cours
Actinides	Am+Np	GACID Phase 1 (Aiguille)	JOYO	2007-2012
Actinides	Am+Np +Cm	GACID Phase 2 (Aiguilles)	JOYO	2007-2014
Actinides	Am+Np +Cm	GACID Phase 3 (Assemblage)	MONJU	2009-2020
Transmutation en mode hétérogène				
Actinides	Np,Am oxyde	SUPERFACT 1	PHÉNIX	Terminé
Actinides	Am + Matrice	T4, T5	HFR	Terminé
Actinides	Am + modérateur	ÉCRIX (B et M)	PHÉNIX	En cours
Actinides	Am + Matrices	CAMIX / COCHIX	PHÉNIX	En cours
Couvertures A.M	Np,Am + Cm sur support UO ₂	Capsule HÉLIOS	HFR ou OSIRIS	À l'étude
PF vie longue	Tc, Iode	T1, T2, PROJECT1	HFR	Terminé
PF vie longue	Tc + modérateur	ANTICORP1	PHÉNIX	En cours

En mode homogène et en RNR, la faisabilité technique de la transmutation des actinides mineurs américium et neptunium a été démontrée par les irradiations SUPERFACT1 et sera complétée par les informations tirées de l'expérience MÉTAPHIX, réalisée dans PHÉNIX.

La transmutation du curium fait l'objet de la seule expérience MÉTAPHIX, du fait de la très grande difficulté de manipulation de ce radionucléide.

Pour le mode hétérogène en RNR, l'expérience T4, réalisée dans le réacteur HFR, a démontré la faisabilité de la transmutation de l'américium. La faisabilité technique est maintenant en voie d'être acquise, grâce aux expériences actuellement dans le cœur de PHÉNIX : ÉCRIX B et H pour l'américium. Les examens après irradiations des expériences dans PHÉNIX (MATINA, CAMIX-COCHIX) permettront d'optimiser le choix des matériaux et des concepts.

Concernant la transmutation des produits de fission, l'examen de l'expérience ANTICORP1 permettra de confirmer la faisabilité technique de transmutation du Tc99.

Le retour d'expérience de l'irradiation SUPERFACT1 (fig. 184) constitue, également, une qualification de choix en soutien au concept de couvertures chargées en actinides mineurs, actuellement à l'étude, comme concept de transmutation pour les réacteurs rapides de quatrième génération.

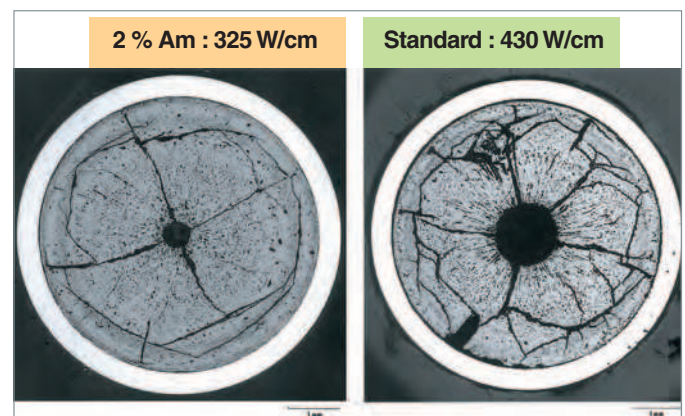


Fig. 184. Microstructure d'une pastille combustible irradiée dans PHÉNIX (expérience SUPERFACT1). Comparaison avec et sans américium.

L'observation des pastilles chargées à 2% en américium indique un comportement sous irradiation similaire à celui observé pour des combustibles standard (fig. 184).

Pour poursuivre les recherches concernant la transmutation à une échelle significative, l'étude du comportement d'un assemblage complet dans le cœur d'un RNR apparaît indispensable. Cette expérimentation, qui nécessite la fabrication d'aiguilles contenant quelques pour cent d'actinides mineurs et la disponibilité d'un réacteur de puissance approprié, est mise en œuvre dans le cadre d'un programme international dénommé GACID entre JAEA (Japon), le DOE (USA) et le CEA.

Ce programme doit permettre de démontrer, étape par étape, la faisabilité technique de la transmutation en RNR en partant d'aiguilles d'Am + Np, jusqu'à un assemblage complet renfermant un mélange de Np+ Am + Cm à irradier dans le réacteur MONJU.

Les scénarios de séparation-transmutation

L'évaluation d'une solution de gestion des déchets ne peut se faire qu'avec une vue globale du cycle (fabrication, réacteurs, traitement, entreposage, stockage) et non pas à la lumière des performances d'un seul de ses maillons. À ce titre, les études de scénarios qui simulent les différentes hypothèses d'évolution dans le temps d'un parc électronucléaire constitué des réacteurs et des usines du cycle sont essentielles pour évaluer l'intérêt et les possibilités de mise en œuvre de la séparation-transmutation.

On distingue deux types de scénario :

- les scénarios dits « d'équilibres » où les situations sont stabilisées tant en termes de type de parc nucléaire visé qu'en termes d'isotopie des matières considérées, ce qui nécessite plusieurs recyclages et donc de longues années. Ce type de scénario, à caractère plutôt théorique, présente l'avantage de bien mettre en évidence les avantages et inconvénients des stratégies étudiées ;
- les scénarios de transition qui traitent du passage entre les situations de parcs électronucléaires actuels et ceux visés à terme. Sachant que la réalité n'est qu'une succession de phases transitoires, ce type de scénarios présente l'avantage de bien préciser les conséquences et implications dans la mise en œuvre d'une stratégie.

Dans le cadre de la loi sur les déchets de 1991, de nombreux scénarios ont été étudiés. À titre d'illustration sur les apports de la transmutation, une série de scénarios à l'équilibre est présentée ci-après. Ces scénarios sont tous calculés pour un parc de réacteurs de puissance électrique équivalente à celle

du parc français actuel produisant chaque année 400 TWhe.

Plusieurs modes de gestion du plutonium et des actinides mineurs sont considérés :

- mono-recyclage du Pu seul en MOX dans des REP (situation française actuelle) ;
- multirecyclage du Pu dans des RNR ;
- multirecyclage du Pu et des actinides mineurs dans des RNR.

Les hypothèses d'étude prises sont :

- La quantité des radionucléides mise aux déchets se limite aux seules pertes lors des différentes opérations du cycle ;
- le taux de récupération du plutonium et des actinides mineurs lors des opérations de traitement du combustible usé est fixé à 99,9 % ;
- le combustible est considéré rester sept ans hors réacteur (cinq ans de refroidissement avant traitement et deux ans après fabrication).

Les performances de ces trois scénarios sont comparées à celle du cycle ouvert dans le tableau 26, page suivante.

Le monorecyclage MOX ne permet pas de gain significatif en termes d'inventaire radiotoxique par rapport au cycle ouvert, en raison de la production accrue d'actinides, en particulier d'américium et de curium.

Le multirecyclage du Pu seul conduit à des gains de l'ordre de 5 à 10.

Seul le recyclage intégral de l'ensemble des actinides permet des gains très significatifs en termes de masse et de radiotoxicité des déchets. La contrepartie est un inventaire en actinides mineurs plus important circulant dans le cycle.

À ces avantages en termes de réduction des inventaires massive et radiotoxique des déchets est associée une réduction significative de la charge thermique des colis de déchets. La figure 185 présente l'évolution au cours du temps de cette puissance thermique des colis de déchets selon les différents scénarios étudiés

Après la décroissance de la contribution des produits de fission au-delà de 300 ans de refroidissement, la séparation des actinides : plutonium, américium et, dans une moindre mesure, curium permet de gagner un facteur 100 sur la puissance résiduelle des colis de déchets par rapport au cycle ouvert. Facteur 100 à comparer au gain d'un facteur 10 environ si l'on considère le recyclage du Pu seul en RNR.

Tableau 26.

Inventaire des actinides dans le cycle, production annuelle d'actinides dans les déchets et gain en radiotoxicité par rapport aux cycles ouverts.				
	REP Cycle ouvert	REP Monorecyclage MOX	RNR Multirecyclage Pu	RNR Multirecyclage Pu + A.M
Inventaire dans le cycle (tonnes)				
Pu	35	150	820	800
Np	2,4	6	2	4
Am	1	4	5	32
Cm	0,5	2	1	8
Masses présentes dans les déchets (Kg / an)				
Pu	10 500	7 000*	70	57
Np	740	760	200	0,3
Am	290	740	1 400	2,5
Cm	150	370	100	0,6
Gain en inventaire radiotoxique par rapport au cycle ouvert				
À 1 000 ans	1	1,2	5	210
À 10 000 ans	1	1,5	10	150

* Pu entreposé en attente de traitement

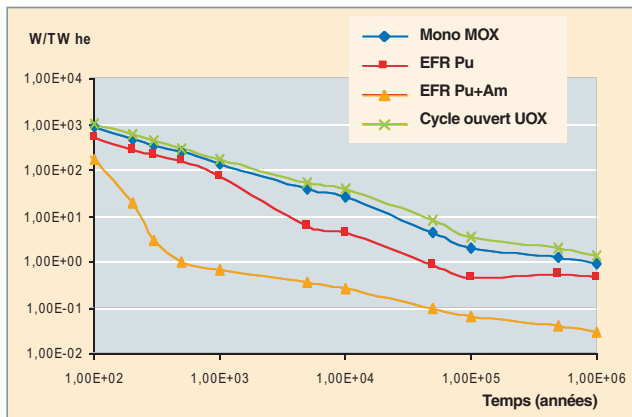


Fig. 185. Puissance thermique résiduelle en fonction du temps pour différents scénarios de gestion des actinides mineurs ;

Le multirecyclage en réacteur rapide permet un gain très significatif, qui se répercute directement sur la taille, le coût et la complexité de l'installation de stockage des déchets restants.

La diminution de la puissance thermique pourrait permettre de réduire le volume du stockage de façon plus ou moins importante selon le concept retenu.

Cet aspect complémentaire entre les stratégies de séparation-transmutation et de stockage géologique, en y associant le rôle et l'intérêt de l'entreposage, est au cœur des études de scénarios menées actuellement dans le cadre de la nouvelle loi sur la gestion des déchets nucléaires de 2006.

► Bibliographie

Rapport CEA, axe 1, loi de 1991.

Alain ZAETTA,

Département d'études des réacteurs