

Transmutation des déchets radioactifs : une vraie solution ?

Depuis très longtemps le mythe de la pierre philosophale, qui est censée permettre de transformer le plomb en or, a fait rêver les fous.



Aujourd'hui une partie de l'opinion croit, ou du moins propage l'idée, que le problème de la gestion des déchets radioactifs pourrait être réglé grâce à la transmutation de tout ou partie d'entre eux, c'est-à-dire par la **transformation par irradiation des radioéléments à vie longue en radioéléments à vie plus courte**. Cette thèse, confortée par des résultats partiels de R et D montrant qu'il est possible de transmuter certains radioéléments tels que l'Américium dans des flux de neutrons rapides, fait malheureusement peu de cas des conditions nécessaires pour la mise en œuvre de ces procédés et de l'analyse des coûts/bénéfices qui en résultent.

Cet article propose de voir objectivement ce qu'il en est. Il est fondé sur des documents émis par le CEA ⁽¹⁾, l'IRSN ⁽²⁾ et la Commission Nationale d'Évaluation ⁽³⁾ (créée par la loi de Décembre 1991, cette Commission évalue les recherches menées dans le cadre de cette loi et rend compte au Parlement).

Il expose les bénéfices pouvant être attendus d'une mise en œuvre industrielle de la transmutation, leurs limites et les difficultés identifiées qui en réduisent considérablement l'intérêt.

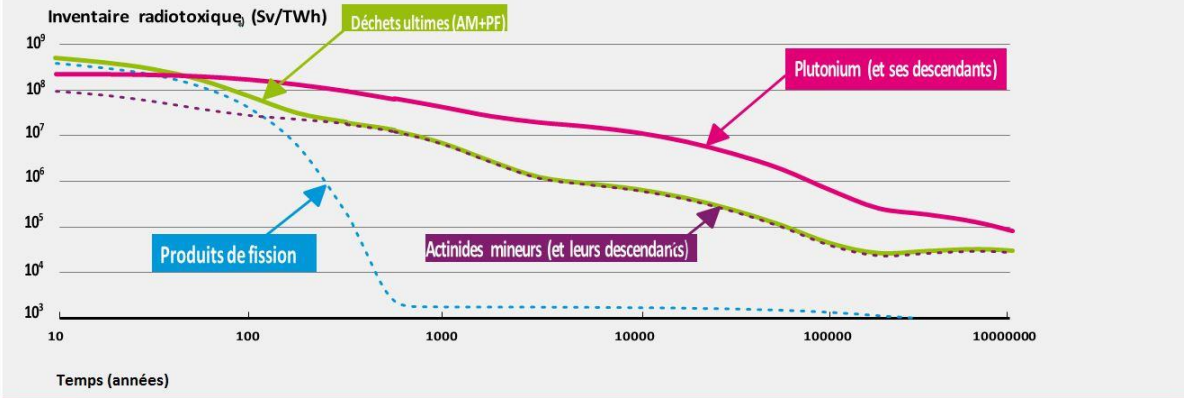
Quels sont les radioéléments concernés

La radio-toxicité des déchets radioactifs contenus dans le combustible usé résulte principalement :

- du Plutonium
- des Actinides Mineurs (Neptunium, Américium, Curium)

- des Produits de Fission (dont les PF à Vie Longue : Césium 135, Technétium, Iode 129)
- des Produits d'Activation

Figure 1 : Évolution dans le temps de l'inventaire de radiotoxicité par ingestion des différents composants d'un combustible usé (UOX 45 gWj/t)



En France le Plutonium est séparé par le retraitement pour être recyclé dès à présent dans les centrales nucléaires sous forme de MOX où il est partiellement consommé. Il est prévu qu'il serve ensuite à alimenter les réacteurs de Génération IV qui seront des réacteurs à neutrons rapides (RNR) où il sera soit consommé, soit régénéré pour alimenter cette filière valorisant l'Uranium 238 disponible en grande quantité. Dans cette stratégie, le Plutonium n'est donc pas un déchet.

Les actinides mineurs isolés lors du retraitement sont actuellement vitrifiés et destinés au stockage souterrain. Les études et essais montrent que ces radioéléments, qui ont pour certains des périodes (temps nécessaire pour que leur radioactivité soit divisée par deux par simple décroissance radioactive) très longues, ont des propriétés chimiques qui font qu'ils ne pourraient migrer que très lentement au sein du milieu géologique après dissolution du verre qui les confinera préalablement pendant au moins 100 000 ans. Ainsi leur impact potentiel à l'exutoire (points de sortie des eaux ayant pu être contaminés par le stockage) restera bien inférieur au seuil maximum tolérable pour la protection de l'homme et de l'environnement.

C'est pourtant sur ces radioéléments que porte l'essentiel de l'effort de recherche concernant la transmutation

Les Produits de Fission, sauf l'Iode 129 qui est rejeté en mer, et les Produits d'Activation sont également isolés et vitrifiés à l'issue du processus de retraitement. Les études et recherches montrent que leur mobilité au sein du milieu géologique est plus grande que celle des actinides mineurs sans pour autant générer un risque à l'exutoire qui soit significatif.

Par ailleurs les recherches et essais menés sur cette famille de radioéléments montrent que leur transmutation est soit impossible, soit s'effectue avec un rendement si faible qu'il n'est pas raisonnable d'envisager cette issue.

Quels gains pourraient apporter la transmutation de déchets radioactifs ?

On a vu qu'au plan de l'impact potentiel du stockage géologique le gain serait minime et n'apparaît pas nécessaire au vu des études de sûreté réalisées par l'ANDRA, contrôlées par l'Autorité de Sûreté Nucléaire avec son appui technique IRSN et évaluées par la Commission Nationale d'Evaluation.

L'argument essentiel porte sur la réduction de la puissance thermique des colis de déchets dont on aurait enlevé les actinides mineurs (AM) et principalement l'Américium 241 qui en sont principalement à l'origine. Cette puissance étant réduite, la compacité du stockage des déchets de Haute Activité à Vie Longue (HAVL) pourrait être augmentée, générant ainsi une réduction du coût du stockage pour un même inventaire en volume. Une autre façon plus simple de réduire la puissance thermique des colis à mettre au stockage serait de prolonger de 100 à 150 ans la durée de leur entreposage préalable pour profiter de la décroissance des Pf à vie courte.

Pour ce qui est de la nécessité du stockage géologique, elle demeure. En effet les déchets déjà produits ne peuvent raisonnablement pas être repris pour un tel traitement et doivent donc être gérés en l'état. Par ailleurs on a vu que les PF à vie longue ne peuvent pas être transmutés. Enfin, le traitement des combustibles ou cibles dans lesquels auront été irradiés les produits à transmuter sera lui-même générateur, bien qu'en plus faible quantité, de déchets à vies longues. Selon les scénarios, en comparaison du recyclage du Pu seul actuellement pratiqué, la transmutation des actinides mineurs offre sur la totalité de la durée des scénarios (2040-2150) :

- une réduction d'un facteur 2 (Américium seul) à 2,5 (tous les Actinides Mineurs) de l'emprise de la zone de stockage des verres HA préalablement entreposés 70 ans,
- une réduction de 30 % (Américium seul) à 40 % (tous les Actinides Mineurs) du volume total excavé,
- une réduction d'un facteur 4,6 de l'emprise de la zone HA si la transmutation des actinides mineurs s'accompagne d'un allongement à 120 ans de la durée d'entreposage préalable des colis (réduction de 50 % du volume total excavé)

Quel outil industriel pour mettre en œuvre la transmutation ?

On a vu que la transmutation nécessite des flux de neutrons rapides importants. Deux axes de recherches sont actuellement identifiés pour y parvenir.

Le premier s'inscrit dans le développement des Réacteurs à Neutrons Rapides de Génération IV. Dans ces réacteurs les radioéléments à transmuter seraient introduits soit en mélange homogène avec le combustible fissile (Uranium + Plutonium + quelques % d'AM) soit sous forme d'assemblages spécifiques introduits en périphérie du cœur (cœur hétérogène) et constituant des cibles d'irradiation (10 à 20% de teneur en AM).

Des essais concluants ont été menés par le CEA dans le Réacteur à Neutrons Rapides Phénix sur des aiguilles contenant des pastilles riches en Américium.

Les études sont en cours pour construire à une échéance imprécise compte tenu des glissements successifs du planning mais bien au-delà de 2020, le réacteur prototype ASTRID préfigurant la Génération IV et dans lequel pourraient être irradiées des aiguilles contenant des actinides mineurs.

Le deuxième porte sur des installations dédiées dans lesquelles le flux de neutrons rapides serait fourni par un accélérateur de particules, Réacteurs ADS (Accelerator Driven System). Les

recherches sur ce procédé font l'objet du projet européen MYRTE auquel contribuent le CNRS et le CEA avec de nombreux autres partenaires dont le SCK-CEN Belge qui le pilote. Les assemblages spécifiques pourraient contenir jusqu'à 50% d'AM. Les promoteurs de cette technique font valoir des arguments de sûreté: le cœur étant sous-critique, la réaction de fission s'arrête immédiatement dès l'arrêt de l'accélérateur de particules. Les détracteurs, quant à eux, observent que la consommation d'énergie nécessaire pour entretenir ainsi les réactions de fission serait importante et représenterait une part non négligeable de l'énergie produite par le combustible ayant généré les actinides mineurs qu'on veut ainsi transmuter !

Quelle que soit l'option qui serait prise, elle devrait tenir compte du fait que dans tous les cas le rendement de transmutation sera bien inférieur à 100% (de l'ordre de 30% après 5 ans d'irradiation dans le meilleur des cas), et qu'il faudra donc plusieurs cycles pour éliminer une masse donnée de radioéléments faisant durer le processus pendant plus d'un siècle.

Par conséquent, quelle que soit la voie choisie, les opérations suivantes seraient nécessaires :

- 1-Séparation des actinides mineurs, ensemble ou séparément au stade du traitement des combustibles usés issus des générations actuelles de REP, puis des centrales de Génération IV si elles sont lancées
- 2-Préparation des cibles d'irradiation que ce soit sous forme d'assemblages combustibles homogènes ou d'assemblages contenant spécifiquement les éléments à transmuter
- 3-Transport des assemblages neufs, puis des assemblages irradiés
- 4-Traitement des assemblages irradiés pour isoler les actinides résiduels et conditionner les autres radioéléments

Notons que dans un schéma industriel un entreposage intermédiaire des actinides séparés serait nécessaire entre les étapes 1 et 2. Compte tenu des propriétés de l'Américium et du Curium (criticité, irradiation gamma et neutron, Thermique) leur entreposage industriel serait d'une grande complexité et d'un coût élevé. Seules de petites quantités seraient gérables rendant l'industrialisation du processus difficile.

On mesure ici la complexité d'un ensemble industriel à maintenir opérationnel pendant plusieurs générations.

Quelles difficultés pour la mise en œuvre d'un schéma industriel ?

Pour l'étape 1 les recherches menées par le CEA ont conduit à définir à l'échelle du laboratoire notamment dans l'installation ATALANTE des procédés de traitement permettant de séparer les actinides mineurs.

Leur mise en œuvre industrielle, qui reste à développer, nécessiterait des adaptations importantes d'une usine comme celle de La Hague.

Pour les étapes 2 et 3, hormis le développement de mélanges adéquats pour fabriquer les pastilles, il faut résoudre les problèmes liés à l'irradiation élevée et à la thermique des produits manipulés. La télé-opération de la fabrication sera vraisemblablement nécessaire. Or, la faisabilité de l'exploitation d'une usine Mox en télé-opération n'est pas démontrée. Pour pouvoir opérer et maintenir une telle usine à distance il faudrait changer de technologie après réalisation de travaux de développement significatifs dont l'issue n'est pas certaine.

De même la manutention des assemblages combustibles ou des assemblages cibles devra se faire sous protection biologique à toutes les étapes du processus.

L'émission thermique importante des conteneurs de poudres issue du traitement, comme des assemblages neufs justifiera le développement d'emballages spécifiques et la multiplication des transports.

Pour l'étape 4 des installations spécifiques sont probablement à concevoir.

On constate ainsi qu'à chacune des étapes, la mise en œuvre des procédés sera source :

- De risques d'irradiation supplémentaire pour le personnel d'exploitation et de maintenance
- De risques supplémentaires liés à la fréquence des transports
- De production de volumes de déchets supplémentaires associés aux différentes étapes de traitement/recyclage en particulier des déchets alpha irradiants avec Américium et Curium qui n'ont actuellement pas de filière de traitement

Quel bilan bénéfiques/détriments ?

Finalement, y-a-t-il un réel intérêt à s'engager sur cette voie ?

Le gain économique sur le coût du stockage est-il supérieur au coût des installations indispensables pour mettre en œuvre toutes les étapes supplémentaires et stocker les déchets radioactifs qu'elles produiront ?

La réduction du risque lié à la présence des actinides mineurs dans le stockage, présente-t-il un intérêt, sachant qu'ils sont parfaitement confinés pendant la durée nécessaire à leur décroissance ?

Le risque potentiel à l'exutoire étant défini comme acceptable, faut-il générer des risques avérés d'exposition des exploitants aux rayonnements ionisants pour atteindre un objectif sans réel avantage au plan radiologique sachant que la transmutation ajoute des risques technologiques majeurs . ?

A ce stade l'IRSN comme la CNE considèrent que les réflexions menées par les instituts de recherche pour développer les procédés indispensables à la mise en œuvre de la transmutation des déchets radioactifs, pour intéressants qu'ils soient ne permettent pas de fournir une solution alternative au stockage géologique.

Les opposants au stockage géologique, au moins une partie d'entre eux, sont du même avis puisque sur le site internet du « Réseau Sortir du Nucléaire » on peut lire en conclusion d'un article sur la transmutation :

« Il n'est donc pas question d'envisager l'élimination complète des déchets nucléaires mais seulement d'une partie d'entre eux, ceux qui sont les plus radiotoxiques. Cela signifie que la transmutation n'évitera pas le stockage en site géologique. »

(Alain DORANGE et Jean-Pierre DUFOUR

Avec la « transmutation » l'alchimie peut-elle nous délivrer des déchets nucléaires ?

Dans : Sortir du nucléaire n°23- Décembre 2003)

Références

- 1- CEA- Direction de l'Energie Nucléaire : Séparation- transmutation des éléments radioactifs à vie longue Décembre 2012
- 2- IRSN Débat Public CIGEO : la séparation transmutation des déchets radioactifs à vie longue
- 3- CNE2 : Rapport d'évaluation n°10- Mai 2016