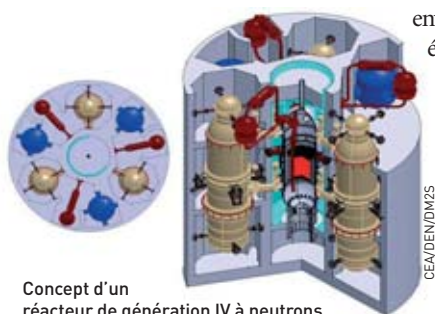




Les différents scénarios de parcs possibles

La comparaison des scénarios mettant en œuvre la séparation-transmutation et différents types de réacteurs, dédiés ou non à la tâche de recyclage et selon divers modes opératoires, fait apparaître plus de différences au plan de l'économie des ressources qu'au plan environnemental et sanitaire.

Les études de scénarios qui intègrent des hypothèses d'évolution dans le temps des **combustibles**, des réacteurs et des usines du **cycle** sont essentielles pour évaluer, d'une manière globale, l'intérêt et les possibilités de mise en œuvre de la séparation-**transmutation**. Un important travail a été réalisé pour comparer ces options sur le plan de la faisabilité, aussi bien scientifique que technique, de leur efficacité, ainsi que de l'impact de la mise en œuvre de chaque option sur les installations du cycle du combustible. Ces études fournissent une vue d'ensemble du cycle et des déchets produits à différents moments, depuis la situation actuelle jusqu'à des situations d'équilibre qui pourraient être atteintes après plusieurs décennies. Il faut donc notamment évaluer des scénarios de transition et leur faisabilité à partir du parc de réacteurs existant. Le CEA utilise le **code de calcul** COSI pour simuler le fonctionnement du cycle du combustible (réacteurs et installations du cycle), avec pour objectif de fournir, en fonction du temps, l'évolution des flux et des inventaires de matières nucléaires présentes dans le cycle et les caractéristiques des déchets produits. Toutefois, l'étude complète d'un scénario doit prendre en compte les impacts environnementaux, ainsi que les aspects économiques globaux. En général, les évaluations des différentes options sont réalisées en deux étapes. Une première étape d'étude des scénarios à l'équilibre sert à cerner les flux des matières associés à une situation théorique où le parc est en régime stationnaire, et à comparer les performances théoriques des différentes options. La seconde étape permet d'avoir une vision temporelle avec la mise en service au cours du temps des nouveaux concepts de réacteurs, combustibles et usines, de situer la faisabilité technique des composantes du parc et enfin, d'évaluer les impacts thermiques, radiologiques, environnementaux et économiques.



Concept d'un réacteur de génération IV à neutrons rapides et caloporteur gaz étudié au CEA.

Les scénarios à l'équilibre

Les études de scénarios à l'équilibre permettent de situer les potentialités de chaque option du point de vue de la réduction de l'**inventaire** massique et **radio-toxique** des déchets et des besoins théoriques en capacités d'installations par rapport à la situation actuelle :



Vue d'artiste du réacteur EPR sur le site de sa première implantation, à Olkiluoto en Finlande.

elles présentent l'intérêt d'être "enveloppe" dans la mesure où les compositions **isotopiques** des combustibles **multirecyclés** sont stabilisés à leur valeur d'équilibre. L'atteinte de ces équilibres nécessiterait plusieurs cycles complets et donc des durées de plusieurs dizaines d'années.

Par rapport aux réacteurs et au cycle actuels, ces scénarios prennent en compte de nouvelles fonctionnalités : gestion complète du **plutonium (Pu)** via son multirecyclage, transmutation des déchets **à vie longue** via le recyclage des **actinides mineurs (AM)**, associées à la mise en œuvre de nouveaux types de réacteurs à **spectre de neutrons rapides**.

Typiquement, les scénarios étudiés sont :

- gestion du Pu seul en **REP** : recyclage multiple du plutonium (Pu) avec du combustible **MOX UE** (MOX avec une teneur massique en plutonium proche de 3 % sur support **uranium enrichi**) (scénario 1) ;
- gestion du Pu et des actinides mineurs en REP : recyclage multiple du plutonium et des actinides mineurs en parc REP, avec du combustible de type MOX UE (scénario 2) ;
- gestion du Pu et des actinides mineurs en **RNR** selon deux variantes : recyclage multiple du plutonium et des actinides mineurs en parc tout RNR sodium, les actinides mineurs étant mélangés au combustible (mode **homogène**) (scénario 3), ou bien parc mixte REP + RNR où le plutonium et le neptunium (Np) sont recyclés en mode homogène en RNR alors que l'américium (Am) et le curium (Cm) sont recyclés en un seul passage dans des cibles sous flux de neutrons localement **modérés** (scénario 4). La figure 1 donne les flux annuels des matières correspondantes à ce dernier scénario.

Pour évaluer les gains apportés par ces options, ces scénarios sont souvent comparés au **cycle ouvert** (aucun recyclage) et à une situation proche du parc actuel en France, où tout le combustible **UOX** serait traité pour recycler ensuite une fois le plutonium, dite mono-MOX. Le tableau résume les grandeurs caractéristiques de ces scénarios en termes d'inventaires, de flux de déchets et de gains en inventaire radiotoxique des déchets. De sa lecture ressortent les constatations suivantes :

- le multirecyclage du plutonium seul en REP (scénario 1), bien que réduisant d'un facteur 600 la masse de Pu devant aller aux déchets, ne conduit qu'à une réduction d'un facteur 3 sur l'inventaire radiotoxique des déchets, car il implique une augmentation considérable (facteur 6) de la masse d'américium et de curium devant aller aux déchets ultimes;
- le multirecyclage complet des actinides (scénarios 2 et 3) conduit à des gains importants (supérieurs à 100), quel que soit le type de réacteurs utilisés. En revanche, l'inventaire en actinides mineurs circulant dans le cycle devient très important et impose une refonte des installations de production et de gestion des combustibles neufs et usés;
- l'utilisation de cibles d'(Am + Cm) (scénario 4) atteignant de très forts **taux de combustion** permet de se limiter à un monorecyclage de l'américium et du curium, ce qui minimise les efforts de manipulation de ces matières très **radioactives**, tout en conservant un gain substantiel (facteur 50 environ) sur l'inventaire radiotoxique des déchets ultimes.

Un autre paramètre important est l'évolution, au cours du temps, de la **puissance thermique résiduelle** (W/TWhe) des colis de déchets produits annuellement par le parc électronucléaire dans des situations d'équilibre : elle est donnée sur la figure 2.

La conclusion est que l'élimination des actinides mineurs des verres permet une réduction drastique de la puissance résiduelle des colis de déchets. Celle des colis de verres est gouvernée à court terme par les **produits de fission (PF)**. L'élimination des actinides autorise une réduction de près d'un facteur 100 de la puissance résiduelle à partir de 250-300 ans quand la contribution des PF s'estompe. Laisser le curium dans les verres réduit d'un facteur 2 ce gain théorique, voire l'annule vers 10 000 ans.

Bilan annuel du scénario de multirecyclage du Pu et du Np, et de monorecyclage de l'Am et du Cm en RNR
Puissance électrique du parc mixte REP (UOX) + RNR : 60 GWe
Production électrique annuelle : 400 TWh
Taux de combustion REP : 60 GWj/t
Taux de combustion RNR : 140 GWj/t
Pertes au traitement du combustible usé : 0,1 %

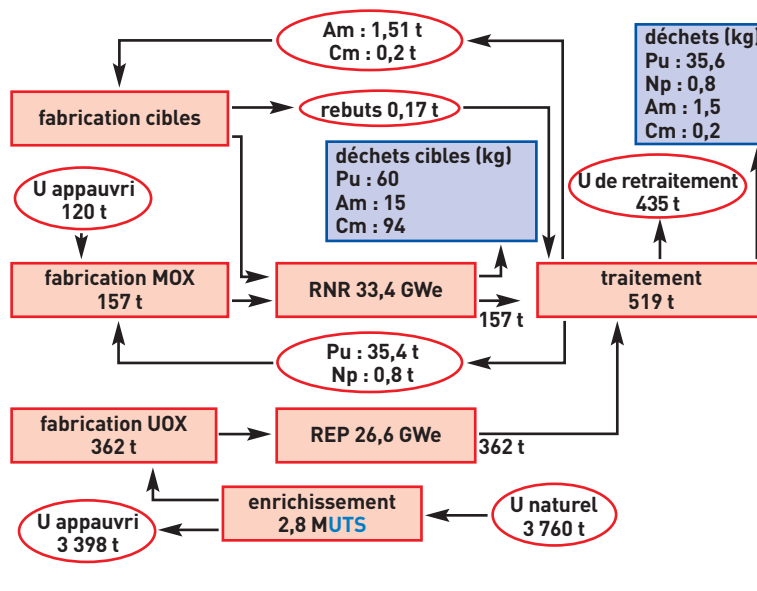


Figure 1. Inventaire et flux annuels des matières correspondant au scénario où Pu et Np sont mélangés au combustible multirecyclé, et où Am et Cm sont recyclés en un seul passage.

Les études détaillées des scénarios

Les scénarios transitoires

Les études ont porté sur les trois scénarios n° 2, 3 et 4 à partir de la situation du parc français en 2010. Le critère limitant pour cette phase de mise en œuvre est la disponibilité du plutonium. Les réacteurs présents à cette date sont remplacés ou modifiés progressivement au rythme autorisé par la disponibilité en Pu. Le recyclage du Pu est associé à celui des actinides mineurs, en tenant compte des teneurs admissibles que les études de transmutation ont permis d'évaluer. Il est ainsi possible de suivre l'évolution, au cours du temps, des inventaires en Pu, Am et Cm contenus dans tout le parc (réacteurs, installations du cycle et déchets).

réacteurs	REP				RNR	REP + RNR
concept	cycle ouvert	mono MOX	multirecyclage du Pu seul scénario 1	multirecyclage Pu + AM scénario 2	multirecyclage Pu + AM scénario 3	multirecyclage Pu + Np monorecyclage Am + Cm scénario 4
inventaire permanent dans le cycle en tonnes						
Pu	35	150	220	300	800	470
Np	2,4	6	5,3	13	4	11
Am	1	4	14	34	32	20
Cm	0,5	2	7,2	47	8	12
masse d'actinides présents dans les déchets ultimes (Kg/an)						
Pu	10 500	7 000*	17	23	57	96
Np	740	760	660	1,0	0,3	0,8
Am	290	740	1 800	2,6	2,5	16
Cm	150	370	900	3,6	0,6	94
gain en inventaire radiotoxique des déchets par rapport au cycle ouvert après :						
1 000 ans	1	1,2	3	390	210	70
10 000 ans	1	1,5	3	350	150	50

Tableau. Inventaire théorique des actinides dans le cycle, production annuelle d'actinides dans les déchets et gain en radiotoxicité par rapport au cycle ouvert.

* Pu entreposé en attente de traitement.

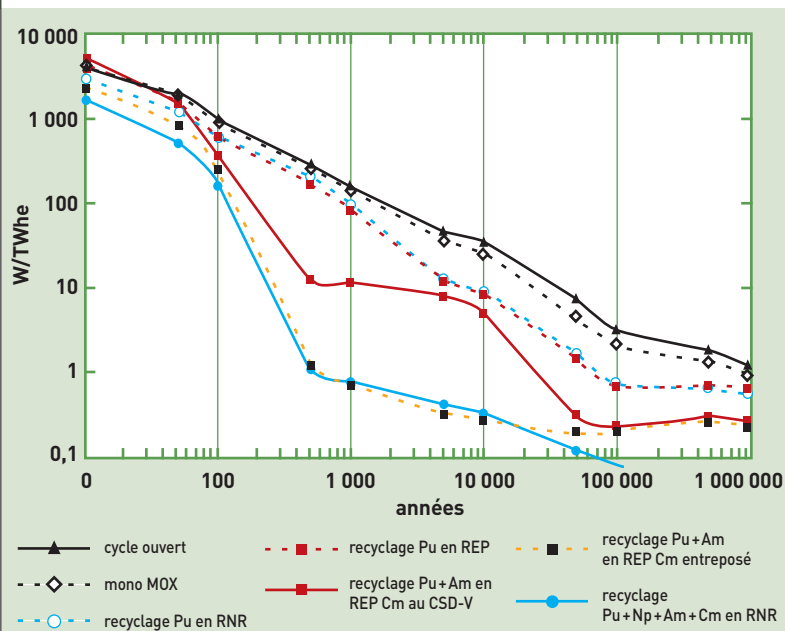


Figure 2.
Évolution de la
puissance thermique
résiduelle selon
plusieurs scénarios.

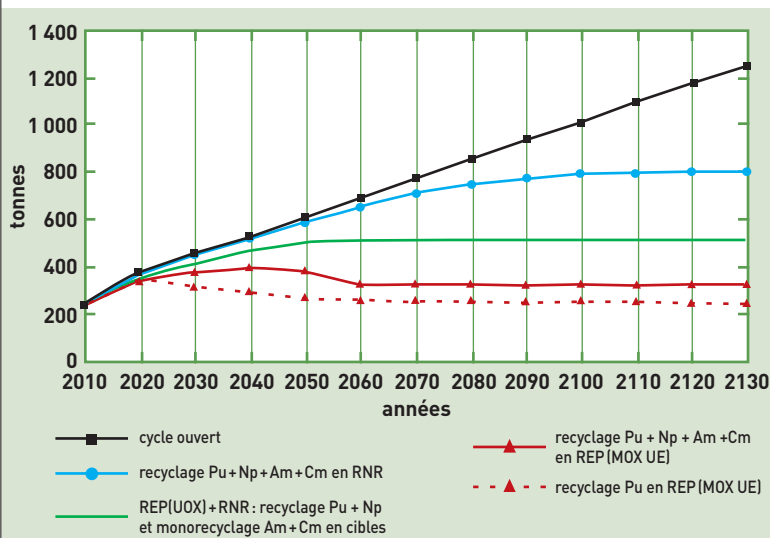
Les figures 3 et 4 montrent les inventaires en plutonium et actinides mineurs correspondant à chaque scénario transitoire étudié.

L'inventaire en Pu dans le cas du parc REP avec des combustibles MOX UE est, en régime stabilisé, deux à trois fois plus faible que celui d'un parc RNR. En revanche, les niveaux de stabilisation correspondant à l'Am et au Cm sont deux fois plus importants.

Est-ce techniquement faisable ?

Dans le cas de la mise en œuvre du scénario mixte REP et RNR, la faisabilité technique est démontrée en ce qui concerne les opérations d'enrichissement, de fabrication des combustibles standard UOX et MOX, le fonctionnement des réacteurs REP et RNR au sodium, la conception des châteaux de transport des combustibles usés. En revanche, des développements sont nécessaires sur le traitement des combustibles usés avec séparation poussée, la fabrication des cibles (Am+Cm), celle du combustible MOX au neptunium, la conception de l'assemblage cible et ses conséquences sur la neutronique du cœur de type EFR⁽¹⁾ et la gestion des cibles irradiées, considérées comme déchets ultimes.

Figure 3.
Évolution au cours
du temps de l'inventaire
en plutonium contenu
dans l'ensemble
du parc dans des
scénarios de transition.



Sur le premier thème, on considère une seule usine de traitement des combustibles usés comportant deux chaînes séparées en tête d'usine, depuis le cisailage des assemblages jusqu'à "l'ajustage bilan" : l'une, pour les combustibles UOX, dont les techniques sont issues des procédés de cisailage et de dissolution continue de l'usine **UP3** de La Hague, et l'autre, pour les combustibles MOX-RNR, dont les techniques s'appuient sur le livre de procédés de l'usine MAR600⁽²⁾, complété par une adaptation du dissolvant discontinu mis en œuvre à l'Atelier Pilote de Marcoule. Ensuite, l'enchaînement des procédés (**Purex**, éprouvé à La Hague, puis **Diamex** et **Sanex**, développés dans les installations d'**Atalante**) devrait permettre de récupérer les flux d'uranium (U) et Pu+Np d'une part, et les flux d'Am+Cm d'autre part, avec des performances de récupération de 99,9%.

Pour la fabrication des cibles, la solution de nitrates d'américium et de curium issue de l'étape Sanex est convertie, après deux étapes de concentration, en oxyde mixte AmCmO₂ par un procédé **sol-gel** déjà mis en œuvre (à l'échelle du laboratoire) pour la synthèse de micro-sphères d'oxydes d'uranium et de plutonium. Les caractéristiques radioactives de l'américium étant proches de celles du plutonium, ce procédé pourrait être extrapolé techniquement à la fabrication d'AmO₂. La présence du Cm avec un fort dégagement thermique (80 fois celui du mélange MOX à 12 % en teneur Pu) nécessitera toutefois un saut technologique pour le mettre en œuvre. La fabrication des pastilles cibles (Am+Cm) sur support MgO se fait en cellules blindées avec le procédé mis en œuvre à l'usine **Melox** à Marcoule pour fabriquer les combustibles MOX. La présence du Cm, fort émetteur **neutrons** et **alpha**, conduit à concevoir des ateliers de fabrication avec cellules blindées, mais la faisabilité technique reste à démontrer.

L'assemblage cible, du type de celui d'EFR, est constitué d'aiguilles d'(Am+Cm)O₂+MgO et d'aiguilles modératrices pour **thermaliser** le flux neutronique en réacteur, formées de pastilles d'hydrure d'yttrium. Après le passage en réacteur, les cibles irradiées contiennent 90 % de produits de fission et 10 % d'actinides (Pu+Am+Cm) ; les assemblages sont démantelés avant traitement, comme les assemblages standard des RNR. Les deux types d'aiguilles (cibles et modératrices) sont séparés et conditionnés dans un **conteneur de stockage**. L'introduction du neptunium dans le combustible MOX devrait avoir un impact faible sur la fabrication, au niveau tant du procédé que de la technologie et de la radioprotection. Les activités, puissances résiduelles et sources neutroniques pour ce type de combustible, sont tout à fait comparables à celles d'un combustible MOX classique. Par ailleurs, une expérience industrielle a déjà été faite sur ce type de combustible lors de la fabrication de l'assemblage Nacre destiné à Superphénix.

La faisabilité des scénarios de recyclage homogène des actinides en REP ou en RNR a été évaluée en se basant, autant que possible, sur les résultats du scénario mixte REP+RNR. Bien que ces scénarios mettent principalement en œuvre des procédés et des technologies

(1) Projet européen de réacteur à neutrons rapides étudié dans les années 80-90.

(2) Projet d'usine de retraitement de combustibles RNR élaboré dans les années 1980. Le retraitement des combustibles oxydes rapides diffère de celui des oxydes REP, de par les caractéristiques des éléments combustibles et de leur taux d'irradiation.

connus, le passage en cellules blindées est à prévoir dans les différentes opérations du cycle en raison de la présence de curium (flux annuel de 3,6 tonnes pour le scénario tout REP, à comparer aux 150 kg aujourd'hui à La Hague). De même, le recyclage du curium en réacteur conduit, principalement en REP, à la formation de californium qui devrait suivre le flux d'américium et de curium dans les opérations de séparation, ce qui rend le scénario de multirecyclage en REP peu réaliste. Les caractéristiques radioactives du ^{252}Cf (fort émetteur de neutrons) imposeront également de mettre en place des protections biologiques adaptées à une source neutronique à la fabrication 130 fois plus importante que celle d'un assemblage MOX à 12 % en teneur Pu. Les concepts choisis pour l'usine du scénario à parc mixte REP + RNR pourraient s'appliquer au traitement des combustibles des scénarios de recyclage homogène des actinides en REP ou en RNR.

À condition d'être limitée à quelques pour-cent, l'introduction des actinides mineurs en mode homogène dans le cœur des réacteurs REP ou RNR n'a qu'un très faible impact sur les paramètres de sûreté. En REP, il serait toutefois nécessaire d'utiliser des **poisons consommables** ou du **bore soluble** enrichi pour garder des marges de sûreté suffisantes pendant les arrêts du réacteur. En ce qui concerne le comportement des combustibles sous irradiation, les difficultés sont liées à la production d'hélium (**désintégration α** du curium) sous irradiation qui peut entraîner, notamment en REP, un non-respect du critère de pression interne du crayon, aspect qui reste à aborder expérimentalement. La fabrication de combustibles dopés en curium nécessite également des études complémentaires afin d'évaluer l'impact des phénomènes de **radiolyse** et d'**hydrolyse** sur les étapes des procédés employés.

Les scénarios incluant des technologies innovantes

Les scénarios présentés plus haut, s'appuient sur l'utilisation des technologies éprouvées telles que les REP avec des combustibles UOX et MOX et/ou les RNR refroidis au sodium. Ils ont été complétés par l'étude d'options mettant en jeu des technologies innovantes, essentiellement des RNR de quatrième génération (voir *De nouveaux systèmes pour réduire les déchets à la source?*, p. 96) et des réacteurs dédiés **sous-critiques (ADS)** (voir *Des réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur dédiés à la transmutation des déchets?*, p. 101).

Réacteurs de Génération IV

L'utilisation des réacteurs Gen IV, déployés soit à partir de 2035, soit vers la fin du siècle avec un recyclage intégral des actinides dans le combustible, est envisagée (figure 5). Cette option permettrait une stabilisation des inventaires à environ 820 tonnes de plutonium et 55 tonnes d'actinides mineurs (figure 6). Des usines spécifiques à ce cycle seraient à introduire en 2030 pour la fabrication du combustible, et en 2040, date de renouvellement prévisible des usines UP2 et UP3, pour son traitement en chaîne blindée.

Mise en œuvre des ADS

L'installation d'une trentaine de réacteurs sous-critiques dédiés à la transmutation (d'une puissance unitaire de 400 MW thermiques), à côté d'un parc REP, permet-

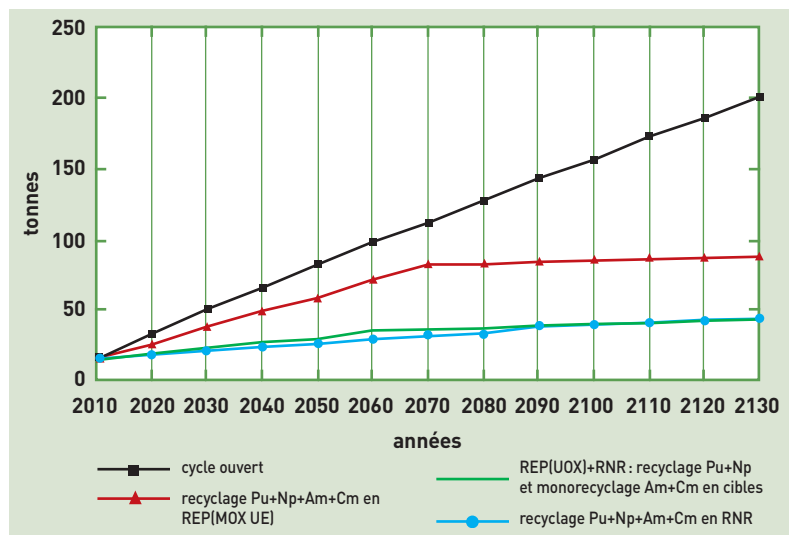


Figure 4. Évolution au cours du temps de l'inventaire en américium + curium, contenu dans l'ensemble du parc, en fonction des scénarios transitoires.

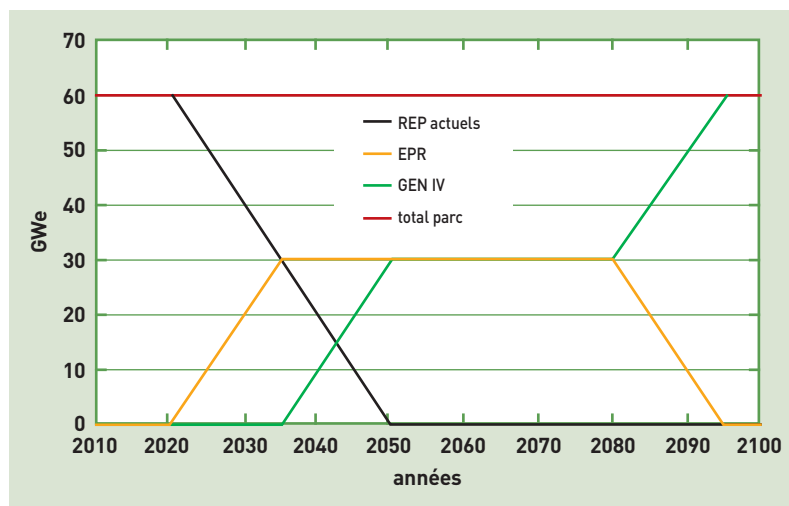
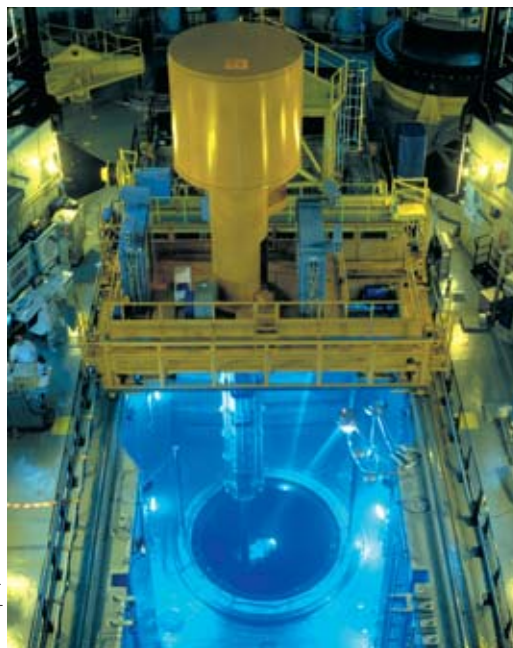


Figure 5. Scénario d'enchaînement des générations de réacteurs (génération II des réacteurs actuels, génération III des EPR et génération IV).



C. Pauquet/Aréva

Chargement de combustible dans un réacteur de la centrale EDF de Civaux, la plus récente de la 2^e génération de réacteurs électrogènes français.

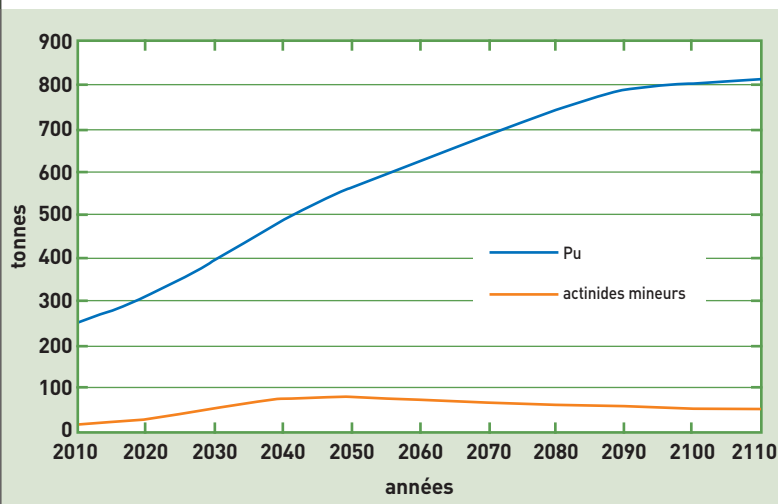


Figure 6.
Évolution de l'inventaire total des actinides dans le cycle avec l'introduction de réacteurs de génération IV (RNR à caloporteur gaz).

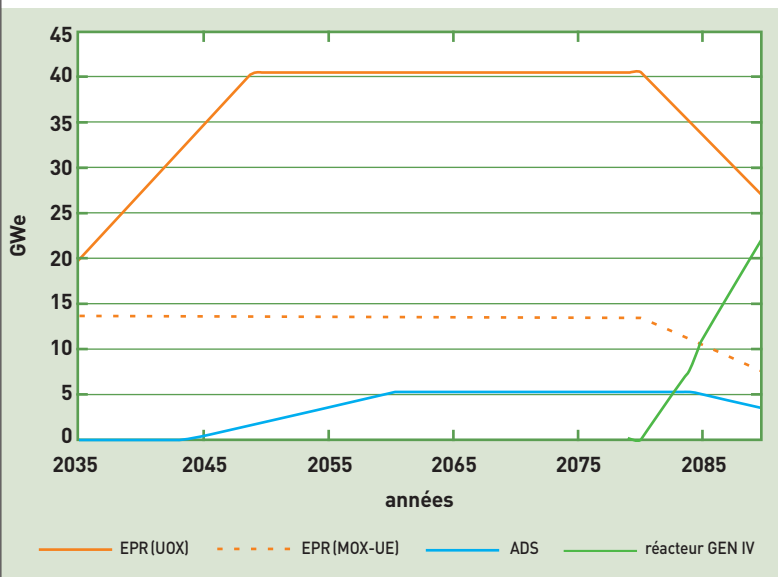


Figure 7.
Évolution de la puissance électrique installée du parc par type de systèmes des générations III et IV.

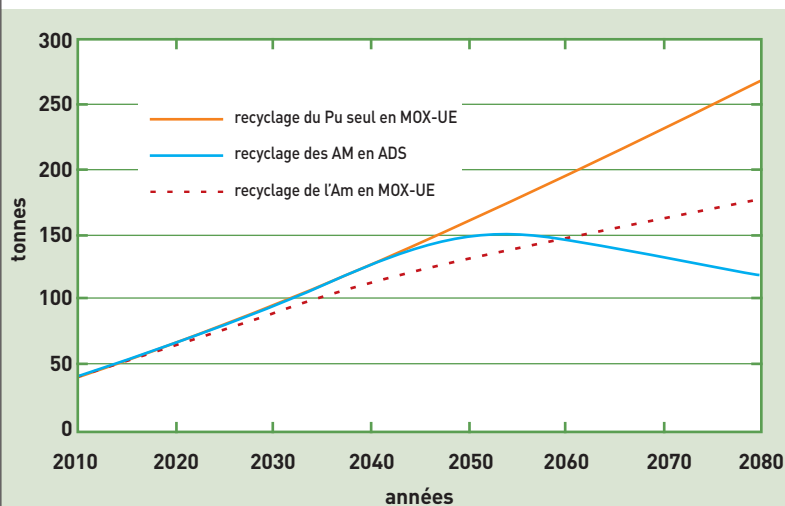
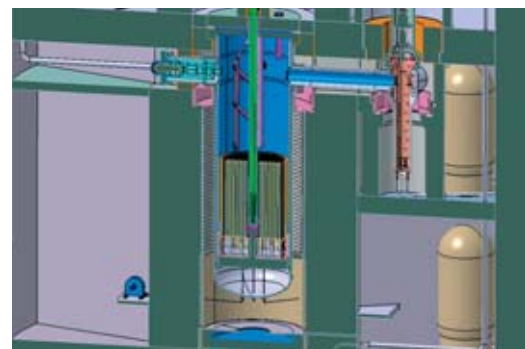


Figure 8.
Évolution de l'inventaire total d'actinides mineurs (Am + Np + Cm) du cycle dans les scénarios de leur recyclage par des ADS, du recyclage du Pu seul en réacteurs EPR et du recyclage du plutonium et de l'américium en réacteurs EPR.



Concept d'un ADS expérimental (XADS) au gaz étudié par Framatome-ANP (Areva). On distingue à droite deux des quatre réservoirs d'hélium.

trait de réduire d'un facteur 3 environ l'inventaire des actinides mineurs par rapport à un scénario de recyclage du Pu seul en REP vers 2080, date supposée de déploiement des réacteurs rapides de 4^e génération. Bien entendu, la mise en œuvre de cette option nécessite des développements importants sur le combustible, l'accélérateur, la cible et leur couplage avec le cœur. Les figures 7 et 8 montrent la séquence de déploiement des ADS et les inventaires de matières associés.

Quel impact environnemental ?

Une évaluation environnementale et sanitaire de différents cycles électronucléaires prospectifs a été réalisée en collaboration avec l'Andra, Areva (Cogema et Framatome-ANP), EDF et l'IRSN. Il s'agit d'examiner quels pourraient être les impacts des solutions de gestion contrastées des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue qui pourraient être développées au cours des prochaines décennies. Cinq scénarios à l'équilibre et un scénario transitoire ont été retenus, l'originalité de la démarche d'évaluation adoptée reposant sur la mise en cohérence et l'articulation inédites de trois composantes séparément reconnues. La simulation neutronique du cycle, avec le code COSI, décrit le scénario et calcule l'évolution des inventaires de radionucléides et des déchets, tandis que l'Analyse de Cycle de Vie (ACV) permet d'évaluer les impacts environnementaux potentiels associés au bilan matière et énergétique de l'ensemble des étapes de la filière et que les études d'impact servent à évaluer les enjeux sanitaires locaux associés aux rayonnements ionisants des installations et des centres de stockage. Des critères pour chacune des trois composantes mentionnées ont été définis : le résultat est que l'on ne peut pas différencier, sur le plan environnemental, les six scénarios sélectionnés en fonction de leur représentativité d'un type de gestion des déchets. Des différences sont néanmoins enregistrées dans les scénarios impliquant des réacteurs de type RNR, d'une part, sur l'économie de ressources (leur utilisation permettrait de réduire d'un ordre de grandeur la consommation française d'uranium) et d'autre part, sur la diminution des émissions de gaz à effet de serre, même si ce gain ne représente que moins de 0,3 % du total des émissions françaises.

► **Alfredo Vasile, Alain Zaetta**
et **Jean-Paul Grouiller**
Direction de l'énergie nucléaire
CEA centre de Cadarache

A Que sont les déchets radioactifs ?

Selon la définition de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), est considérée comme **déchet radioactif** "toute matière pour laquelle aucune utilisation n'est prévue et qui contient des **radio-nucléides** en concentration supérieure aux valeurs que les autorités compétentes considèrent comme admissibles dans des matériaux propres à une utilisation sans contrôle". La loi française introduit pour sa part une distinction, valable pour les déchets nucléaires comme pour les autres, entre déchet et **déchet ultime**. Dans son article L541-1, le Code de l'environnement indique que "est considéré comme un déchet tout résidu d'un processus de production, de transformation ou d'utilisation, toute substance, matériau, produit ou plus généralement tout bien meuble abandonné ou que son détenteur destine à l'abandon" et précise qu'est ultime "un déchet résultant ou non du traitement d'un déchet, qui n'est plus susceptible d'être traité dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de la part valorisable ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux".

Sur le plan international, les experts de l'AIEA et de l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE (AEN), comme ceux de la Commission européenne, constatent que les déchets à vie longue produits dans les pays dotés d'un programme électronucléaire sont aujourd'hui entreposés de façon sûre, tout en reconnaissant le besoin d'une solution définitive de gestion à long terme de ces déchets. À leurs yeux, l'évacuation dans des formations géologiques profondes semble, pour le moment, être le moyen le plus sûr de stocker de manière définitive ce type de déchets.

De quoi sont-ils constitués ? Quels volumes représentent-ils aujourd'hui ?

Les déchets radioactifs sont classés en différentes catégories, suivant leur niveau de radioactivité et la **période** radioactive des radionucléides qu'ils contiennent. Ils sont dits **à vie longue** lorsque leur période dépasse trente ans, **à vie courte** dans le cas contraire. La classification française comporte les catégories suivantes :

- les déchets de **très faible activité (TFA)** ; ils contiennent une quantité très faible de radionucléides, de l'ordre de 10 à 100 Bq/g (**becquerels** par gramme) qui empêche de les considérer comme des déchets conventionnels ;

- les déchets de **faible et moyenne activité à vie courte (FAMA-VC)** ; le niveau de radioactivité de ces déchets se situe en général entre quelques centaines et un million de Bq/g, dont moins de dix mille Bq/g de radionucléides à vie longue. Leur radioactivité devient comparable à la radioactivité naturelle en moins de trois cents ans. Leur production est de l'ordre de 15 000 m³ par an en France ;

- les déchets de **faible activité à vie longue (FA-VL)** ; cette catégorie est constituée des déchets "radifères" provenant de l'extraction de **terres rares** dans des minerais radioactifs et des déchets "graphites" provenant de la première génération de réacteurs ;

- les déchets de **moyenne activité à vie longue (MA-VL)**, très divers, que ce soit par leur origine ou par leur nature, dont le stock global représentait en France 45 000 m³ fin 2004. Principalement issus des structures de **combustibles usés (coques et embouts)** ou de l'exploitation et de la maintenance des installations, ils comprennent notamment des déchets conditionnés lors des opérations de traitement du combustible usé (depuis 2002, les déchets de ce type sont compactés et représentent environ 200 m³ par an), des **déchets technologiques** provenant de l'exploitation ou de la maintenance courante des usines de production ou de traitement du combustible, des réacteurs nucléaires ou encore des centres de recherche (environ 230 m³ par an) ainsi que des boues de traitement d'effluents (moins de 100 m³ par an). La plus grande partie de ces déchets dégagent peu de chaleur mais certains d'entre eux sont susceptibles de relâcher des gaz ;

- les déchets de **haute activité (HA)**, qui contiennent les **produits de fission** et les **actinides mineurs** séparés lors du traitement des combustibles usés (encadré B, p. 20) et incorporés à chaud dans une **matrice** vitreuse. Environ 120 m³ de "verre nucléaire" sont ainsi coulés chaque année. Ces déchets contiennent l'essentiel de la radioactivité (plus de 95 %) et sont, par conséquent, le siège d'un fort dégagement de chaleur qui demeure significatif à l'échelle de plusieurs siècles.

Globalement, les déchets radioactifs conditionnés en France représentent moins de 1 kg par an et par habitant. Ce kilogramme est composé à plus de 90 % de déchets FMA-VC ne contenant que 5 % de la radioactivité totale ; 9 % de déchets MA-VL, moins de 1 % de déchets HA et pratiquement pas de déchets FA-VL.

Que seront ces déchets demain ?

Depuis 1991, l'Andra réalise annuellement un inventaire géographique des déchets présents sur le territoire français. En 2001, les pouvoirs publics lui ont demandé d'approfondir cet "Inventaire national" dans le triple objectif de caractérisation des stocks existants (état de leur conditionnement, traçabilité des traitements), de prospective sur leur production jusqu'en 2020 et d'information du public (voir *Un inventaire qui se projette dans l'avenir*, p. 14). L'Andra a publié cet inventaire national de référence à la fin de l'année 2004. Pour les besoins des recherches correspondant aux orientations définies dans la loi du 30 décembre 1991 (voir *Les recherches pour la gestion des déchets radioactifs : un processus de progrès continu*, p. 4), l'Andra, en collaboration avec les producteurs de déchets, a établi un Modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) destiné à estimer les volumes de colis de déchets à prendre en compte dans la conduite des recherches sur l'axe 2 (**stockage**). Ce modèle, qui comporte des prévisions sur la production totale des déchets radioactifs émanant du parc actuel de réacteurs pendant toute leur durée de vie, vise à regrouper les déchets en familles homogènes en termes de caractéristiques et à formuler les hypothèses les plus vraisemblables concernant les modes de conditionnement afin d'en déduire les volumes à prendre en considération pour les études. Enfin, il s'attache à donner une comptabilité devant englober les déchets de manière aussi large que possible. Le MID (qui ne doit pas être confondu avec l'inventaire national qui doit faire foi de manière détaillée des quantités réelles de déchets français) permet ainsi de réduire la variété des familles de colis à un nombre restreint d'objets représentatifs et d'identifier les marges nécessaires pour rendre la conception et l'évaluation de sûreté du stockage aussi robustes que possible vis-à-vis des évolutions potentielles des données.

Pour assurer la cohérence entre les études menées au titre de l'axe 2 et celles menées au titre de l'axe 3 (**conditionnement et entreposage de longue durée**), le CEA a adopté le MID comme donnée d'entrée. Le MID regroupe les colis de déchets par colis-types et calcule le nombre et le volume des colis de déchets HA et MA-VL selon plusieurs scénarios qui considèrent tous que les centrales nucléaires actuelles sont exploitées durant quarante ans et que leur production est stabilisée à 400 TWh par an.

Le tableau 1 donne les nombres et volumes

colis types du MID	symboles	producteurs	catégories	nombre	volume (m³)
colis de déchets vitrifiés	CO à C2	Cogema	HA	42 470	7 410
colis de déchets métalliques activés	B1	EDF	MA-VL	2 560	470
colis de boues bitumées	B2	CEA, Cogema	MA-VL	105 010	36 060
colis de déchets technologiques cimentés	B3	CEA, Cogema	MA-VL	32 940	27 260
colis de coques et embouts cimentés	B4	Cogema	MA-VL	1 520	2 730
colis de déchets de structure et technologiques compactés	B5	Cogema	MA-VL	39 900	7 300
colis de déchets de structure et technologiques mis en vrac en conteneur	B6	Cogema	MA-VL	10 810	4 580
total B				192 740	78 400
total général				235 210	85 810

Tableau 1.
Quantités (nombre et volume) de colis de déchets prévues en France pour quarante ans de fonctionnement des réacteurs du parc actuel selon le Modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) de l'Andra.

de chaque colis-type pour le scénario qui suppose la continuité de la stratégie actuelle en termes de **traitement** de combustibles usés : traitement des 79 200 **assemblages** de combustible **UOX** et entreposage des 5 400 assemblages **MOX** déchargés par le parc REP actuel exploité durant quarante ans.

Sous quelles formes se présentent-ils ?

Cinq types de colis génériques (retrouvés dans le MID) sont considérés :

- les **colis de déchets cimentés**, colis de déchets MA-VL qui font appel à des matériaux à base de liant hydraulique comme matrice de conditionnement ou comme matériau de blocage, ou encore comme constituant de conteneur ;
- les **colis de boues bitumées** : colis de déchets de type FA et MA-VL dans lesquels le bitume est utilisé comme matrice de confinement pour les résidus issus du traitement de divers effluents liquides (traitement du combustible, centre de recherche, etc.) de faible et moyenne activité ;
- les **colis standard de déchets compactés (CSD-C)** : colis de type MA-VL issus du

conditionnement par compactage des déchets de structure provenant des assemblages combustibles et des déchets technologiques issus des ateliers de La Hague ;

- les **colis standard de déchets vitrifiés (CSD-V)** : colis de type HA résultant essentiellement de la **vitrification** des solutions très actives issues du traitement des combustibles usés ;

- les **colis de combustibles usés** : colis constitués des assemblages de combustibles nucléaires après leur sortie des réacteurs, et qui ne sont pas considérés en France comme des déchets.

Les seuls colis de déchets à vie longue générés significativement par la production actuelle d'électricité (encadré B) sont les colis de déchets vitrifiés et les colis standard de déchets compactés, les autres colis ayant pour leur plus grande part déjà été produits et contenant une faible part de la radioactivité totale.

Que fait-on actuellement des déchets ? Qu'en fera-t-on à long terme ?

L'objectif de la gestion à long terme des déchets radioactifs est de protéger l'homme

et son environnement contre les effets des matières les constituant et notamment contre les risques radiologiques. Il faut donc éviter toute émission ou dissémination de matières radioactives en isolant durablement les déchets de l'environnement. Cette gestion obéit aux principes suivants : produire le moins possible de déchets ; réduire autant que possible leur dangerosité ; prendre en compte les spécificités de chaque catégorie de déchets et choisir des dispositions qui minimisent les charges (de surveillance, de maintenance) pour les générations futures. Comme pour l'ensemble des activités nucléaires soumises au contrôle de l'**Autorité de sûreté nucléaire**, des règles fondamentales de sûreté (RFS) ont été édictées pour la gestion des déchets radioactifs : tri, réduction de volume, pouvoir de confinement des colis, mode d'élaboration, concentration en radionucléides. La RFS III-2-f, notamment, définit les conditions à remplir pour la conception et la démonstration de sûreté d'un stockage souterrain, et constitue donc un guide de base pour les études sur le stockage. Des solutions industrielles (voir *Des solutions industrielles pour tous les déchets de faible activité*, p. 32) existent aujourd'hui pour près de 85 % (en volume) des déchets, les déchets TFA et les déchets FMA-VC. Une solution pour les déchets FA-VL est en cours d'étude par l'Andra à la demande des producteurs de déchets. Les déchets MA-VL et HA, qui contiennent des radionucléides de période radioactive très longue (parfois supérieure à plusieurs centaines de milliers d'années), sont aujourd'hui conservés dans des installations d'entreposage placées sous le contrôle de l'Autorité de sûreté nucléaire. C'est leur devenir à long terme, au-delà de cette période d'entreposage, qui est l'objet de la loi du 30 décembre 1991 (tableau 2). Pour l'ensemble de ces déchets, l'Autorité de sûreté nucléaire rédige un Plan national de gestion des déchets radioactifs afin de définir pour chacun d'entre eux une filière de gestion.

	vie courte période < 30 ans pour les principaux éléments	vie longue période > 30 ans
très faible activité (TFA)	stockage dédié de Morvilliers (ouvert depuis 2003) Capacité : 650 000 m³	
faible activité (FA)	centre de l'Aube (ouvert depuis 1992) capacité : 1 million de m³	stockage dédié à l'étude pour les déchets radifères (volume : 100 000 m³) et graphites (volume : 14 000 m³)
moyenne activité (MA)		volume estimé MID ⁽¹⁾ : 78 000 m³
haute activité (HA)	volume estimé MID ⁽¹⁾ : 7 400 m³	

Tableau 2.
Modes de gestion à long terme actuellement pratiqués ou envisagés en France selon les catégories de déchets radioactifs. La zone orangée indique celles concernées par les recherches couvertes par la loi du 30 décembre 1991.

■ (1) Selon le Modèle d'inventaire de dimensionnement (MID).

B Les déchets du cycle électronucléaire

L'essentiel des **déchets radioactifs** de haute **activité (HA)** provient, en France, de l'irradiation dans les réacteurs électronucléaires de **combustibles** constitués de pastilles d'oxyde d'**uranium enrichi UOX** ou aussi, pour partie, d'oxyde mixte d'**uranium** et de **plutonium MOX**. De l'ordre de 1 200 tonnes de **combustibles usés** sont déchargées annuellement du parc des **58 réacteurs à eau sous pression (REP)** d'**EDF**, qui fournit plus de **400 TWh** par an, soit plus des trois quarts de la consommation électrique nationale.

La composition du combustible a évolué au cours de l'irradiation en réacteur. Peu après son déchargement, le combustible est constitué en moyenne⁽¹⁾ d'environ 95 % d'uranium résiduel, 1 % de plutonium et autres **transuraniens**, à hauteur de 0,1 %, et 4 % de produits issus de la **fission**. Ces derniers présentent une radioactivité très importante, au sens où elle nécessite des précautions de gestion mobilisant des moyens industriels puissants, de l'ordre de 10^{17} Bq par tonne d'uranium initial (tUi), figure 1.

L'**uranium** contenu dans le combustible usé présente une composition évidemment différente de celle du combustible initial. Plus l'irradiation aura été importante, plus la consommation de noyaux **fissiles** aura été forte, et plus l'**uranium** aura donc été **appauvri en isotope 235** (^{235}U) fissile. Les conditions d'irradiation généralement mises en œuvre dans les réacteurs du parc français, avec un temps de

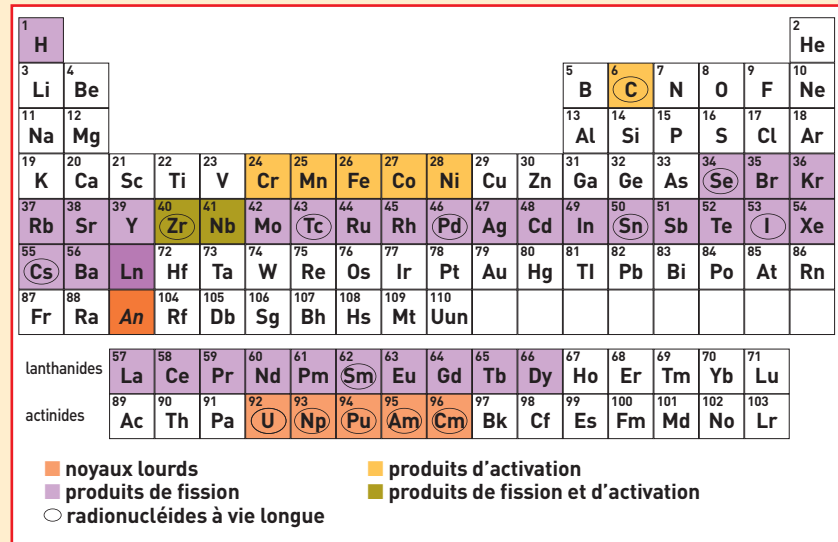


Figure 1. Principaux éléments présents dans le combustible nucléaire usé.

séjour moyen du combustible en réacteur de l'ordre de quatre années pour un **taux de combustion** proche de **50 GWj/t**, conduisent à ramener la teneur finale en ^{235}U à une valeur assez proche de celle de l'**uranium naturel** (moins de 1 %), ce qui induit que son potentiel énergétique est très voisin de celui de ce dernier. En effet, même si cet uranium reste légèrement plus riche en isotope fissile que l'uranium naturel, pour lequel la teneur en ^{235}U est de 0,7 %, il faut également mentionner la présence, en quantités plus faibles mais significatives, d'autres isotopes pénalisants au plan

neutronique ou radiologique (^{232}U , ^{236}U) absents du combustible initial (tableau 1). Le **plutonium** présent dans le combustible usé provient des processus de **captures neutroniques** et de **désintégrations** successives. Une partie du Pu disparaît par fission : ainsi, de l'ordre du tiers de l'énergie produite provient du "recyclage *in situ*" de cet élément. Ces phénomènes donnent également lieu à la formation de **noyaux lourds** présentant eux-mêmes, ou par l'intermédiaire de leurs produits de filiation, une **période radioactive** longue. Ce sont les éléments de la famille des **actinides**, et parmi eux essentiellement le plutonium (^{238}Pu à ^{242}Pu , les isotopes impairs formés ayant pour partie eux aussi subi des fissions durant l'irradiation), mais également

(1) Il convient de considérer ces valeurs comme indicatives. Elles permettent de situer les ordres de grandeur pour les combustibles à oxyde d'uranium enrichi issus de la principale filière nucléaire française actuelle, mais dépendent de divers paramètres tels que la composition du combustible initial et les conditions d'irradiation, notamment sa durée.

élément	isotope	période (années)	UOX 33 GWj/tUi (E ^{235}U : 3,5 %)		UOX 45 GWj/tUi (E ^{235}U : 3,7 %)		UOX 60 GWj/tUi (E ^{235}U : 4,5 %)		MOX 45 GWj/tmli (Ei Pu : 8,65 %)	
			teneur isotopique (%)	quantité (g/tUi)	teneur isotopique (%)	quantité (g/tUi)	teneur isotopique (%)	quantité (g/tUi)	teneur isotopique (%)	quantité (g/tmli)
U	234	246 000	0,02	222	0,02	206	0,02	229	0,02	112
	235	$7,04 \cdot 10^8$	1,05	10 300	0,74	6 870	0,62	5 870	0,13	1 070
	236	$2,34 \cdot 10^7$	0,43	4 224	0,54	4 950	0,66	6 240	0,05	255
	238	$4,47 \cdot 10^9$	98,4	941 000	98,7	929 000	98,7	911 000	99,8	886 000
Pu	238	87,7	1,8	166	2,9	334	4,5	590	3,9	2 390
	239	24 100	58,3	5 680	52,1	5 900	48,9	6 360	37,7	23 100
	240	6 560	22,7	2 214	24,3	2 760	24,5	3 180	32	19 600
	241	14,4	12,2	1 187	12,9	1 460	12,6	1 640	14,5	8 920
	242	$3,75 \cdot 10^5$	5,0	490	7,8	884	9,5	1 230	11,9	7 300

Tableau 1. Inventaire en actinides majeurs de combustibles usés UOX et MOX après trois ans de refroidissement, pour divers taux d'enrichissement et de combustion. Le taux de combustion et la quantité sont exprimés par tonne d'uranium initial (tUi) pour les UOX et par tonne de métal lourd initial (tmli) pour le MOX.

le neptunium (Np), l'américium (Am) et le curium (Cm), dénommés **actinides mineurs (AM)** en raison de leur abondance moindre que celle de l'U et du Pu, qualifiés d'**actinides majeurs**.

Les **phénomènes d'activation** de noyaux d'éléments non radioactifs concernent surtout les matériaux de structure, c'est-à-dire les matériaux des tubes, grilles, plaques et embouts qui assurent la cohésion mécanique du combustible nucléaire. Ils conduisent notamment, pour ce qui est du combustible, à la formation de **carbone 14** (^{14}C), de période 5 730 ans, en quantités toutefois très limitées, largement inférieures au gramme par tonne d'uranium initial (g/tUi) dans les conditions usuelles.

Ce sont les **produits issus de la fission** de l'uranium 235 initial mais aussi de celle du Pu formé (isotopes 239 et 241), appelés **produits de fission (PF)**, qui constituent la source essentielle de la radioactivité du combustible utilisé peu après son déchargement. Plus de 300 **radionucléides**, dont les deux tiers auront toutefois disparu par décroissance radioactive dans les quelques années qui suivent l'irradiation, sont dénombrés. Ces radionucléides sont répartis selon une quarantaine d'éléments de la classification périodique, du germanium (^{32}Ge) au dysprosium (^{64}Dy), avec la présence de **tritium issu de la fission** en trois fragments de ^{235}U (fission ternaire). Ils sont donc caractérisés par



Après déchargement, les combustibles usés sont entreposés dans des piscines de refroidissement pour que leur radioactivité diminue de façon significative. Ici, piscine d'entreposage de l'usine de traitement des combustibles usés d'Areva à La Hague.

famille	UOX 33 GWj/tUi (E ^{235}U : 3,5 %)	UOX 45 GWj/tUi (E ^{235}U : 3,7 %)	UOX 60 GWj/tUi (E ^{235}U : 4,5 %)	MOX 45 GWj/tmli (Ei Pu : 8,65 %)
	quantité (kg/tUi)	quantité (kg/tUi)	quantité (kg/tUi)	quantité (kg/tmli)
gaz rares (Kr, Xe)	5,6	7,7	10,3	7
alcalins (Cs, Rb)	3	4	5,2	4,5
alcalino-terreux (Sr, Ba)	2,4	3,3	4,5	2,6
Y et lanthanides	10,2	13,8	18,3	12,4
zirconium	3,6	4,8	6,3	3,3
chalcogènes (Se, Te)	0,5	0,7	1	0,8
molybdène	3,3	4,5	6	4,1
halogènes (I, Br)	0,2	0,3	0,4	0,4
technétium	0,8	1,1	1,4	1,1
Ru, Rh, Pd	3,9	5,7	7,7	8,3
divers : Ag, Cd, Sn, Sb...	0,1	0,2	0,3	0,6

Tableau 2.

Répartition selon la famille chimique des produits de fission de combustibles usés UOX et MOX après trois ans de refroidissement, pour divers taux d'enrichissement et de combustion.

une grande diversité : diversité des propriétés radioactives, avec des nucléides très radioactifs à durée de vie très courte et, à l'opposé, d'autres dont la période radioactive se mesure en millions d'années, et diversité des propriétés chimiques, telle qu'elle apparaît lorsqu'est analysée, pour les combustibles de "référence" des REP du parc français, la répartition des PF générés selon les familles de la classification périodique (tableau 2). Ces PF ainsi que les actinides produits sont, pour la plupart, présents sous la forme d'oxydes inclus dans l'oxyde d'uranium initial, encore très majoritaire. Parmi les exceptions notables, il convient de citer l'iode (I), présent sous la forme d'**iodure de césium**, les gaz rares, tels le krypton (Kr) et le xénon (Xe), ou certains **métaux nobles**, comme le ruthénium (Ru), le rhodium (Rh) et le palladium (Pd), susceptibles de créer des inclusions métalliques au sein de la matrice oxyde.

Le Pu est aujourd'hui **recyclé** sous forme de combustible MOX dans une partie du parc (une vingtaine de réacteurs à présent). L'U résiduel peut être pour sa part **ré-enrichi** (et recyclé en lieu et place de l'uranium minier). L'intensité de ce recyclage dépend du cours de l'uranium naturel, dont la hausse récente devrait conduire à augmenter le taux actuel (de l'ordre du tiers est recyclé ce moment).

Ce recyclage de l'U et du Pu est à la base de la stratégie de **traitement** aujourd'hui appliquée en France à la majeure partie des combustibles usés (actuellement, les deux

tiers). Pour les quelque 500 kg d'U initialement contenu dans chaque élément combustible et après la séparation de 475 kg d'U résiduel et d'environ 5 kg de Pu, ces **déchets "ultimes"** représentent moins de 20 kg de PF et moins de 500 grammes d'AM. Cette voie de gestion des déchets (ou **cycle fermé**), qui consiste à traiter aujourd'hui les combustibles usés pour séparer matières encore valorisables et déchets ultimes, se distingue des stratégies dans lesquelles le combustible usé est gardé en l'état, que ce soit dans une logique d'attente (choix différé de mode de gestion à long terme) ou dans une logique dite du **cycle ouvert**, où les combustibles usés sont considérés comme des déchets et sont destinés à être **conditionnés** tels quels dans des **conteneurs** et **stockés** en l'état.

Dans le cycle électronucléaire tel qu'il est pratiqué en France, les déchets se répartissent en deux, en fonction de leur origine. Les déchets directement issus du combustible usé sont subdivisés en **actinides mineurs** et **produits de fission** d'une part, et **déchets de structure**, renfermant les **coques** (trônçons de gaines métalliques ayant contenu le combustible des REP) et les **embouts** (pièces qui constituent les extrémités des assemblages combustibles de ces mêmes REP), d'autre part. Le procédé de traitement des combustibles usés, mis en œuvre pour extraire l'U et le Pu, génère des **déchets technologiques** (déchets d'exploitation comme les pièces de rechange, les gants de protection...) et des **effluents liquides**.

C Qu'y a-t-il entre le déchet et l'environnement ?

Les **déchets radioactifs** solides ou liquides bruts font l'objet, après caractérisation (détermination de leur composition chimique, radiologique et de leurs propriétés physico-chimiques) d'un **conditionnement**, terme qui recouvre l'ensemble des opérations consistant à mettre ces déchets (ou des **assemblages combustibles usés**) sous une forme convenant à leur transport, leur **entreposage** et leur **stockage** (voir l'encadré D, p. 50). L'objectif est de mettre les déchets radioactifs sous une forme solide physiquement et chimiquement stable et d'assurer le **confinement** efficace et durable des **radionucléides** qu'ils contiennent.

Pour cela, deux opérations complémentaires sont mises en œuvre. En règle générale, un matériau immobilise, soit par enrobage ou incorporation homogène (déchets liquides, déchets pulvérulents, boues), soit par blocage (déchets solides) des déchets au sein d'une **matrice** dont la nature et les performances dépendent du type de déchets (ciment pour les boues, les concentrats d'évaporation et les cendres d'incinération, bitume pour l'**enrobage** de boues et de concentrats d'évaporation résultant du traitement des effluents liquides ou matrice vitreuse liant intimement les nucléides au réseau vitreux pour les solutions de **produits de fission** et d'**ac-**



Coupe d'un puits d'entreposage expérimental d'un conteneur de combustible usé (le bas de l'assemblage est visible en haut à droite) dans la galerie Galatée du Cecer (Centre d'expertise sur le conditionnement et l'entreposage des matières radioactives) au centre CEA de Marcoule, mettant en évidence la juxtaposition d'enveloppes.

tinides mineurs). Cette matrice contribue à la fonction de confinement. Les déchets ainsi conditionnés sont placés dans un **conteneur** étanche (cylindrique ou parallélépipédique) formé d'une ou plusieurs enveloppes. L'ensemble est appelé **colis**. Il est également possible que les déchets soient compactés et bloqués mécaniquement dans une **enveloppe**, l'ensemble constituant le colis.

Dans l'état où ils sont issus de la produc-

tion industrielle, ils sont qualifiés de **colis primaires**, le conteneur primaire étant l'enveloppe, en ciment ou métallique, dans laquelle les déchets conditionnés sont finalement placés afin de permettre leur manutention. Le conteneur peut jouer le rôle de première **barrière** de confinement, la répartition des fonctions entre la matrice et le conteneur est déterminée selon la nature des déchets. C'est ainsi que l'ensemble formé par le regroupement, dans

C (suite)

un conteneur, de plusieurs colis primaires **MA-VL**, peut assurer le confinement de la radioactivité de ce type de déchets. Si une phase d'**entreposage de longue durée** s'avère nécessaire, au-delà de la phase d'entreposage industriel chez les producteurs, les colis primaires de déchets doivent pouvoir être éventuellement repris : il faut donc disposer d'un conteneur primaire durable dans de telles conditions pour tous les types de déchets.

Dans ce cas et pour les assemblages de combustibles usés dont on pourrait un jour décider qu'ils soient destinés à un tel entreposage de longue durée, voire au stockage, il n'est pas possible de démontrer, sur des durées séculaires, l'intégrité des gaines contenant le combustible et qui constituent la première barrière de confinement en phase d'utilisation en réacteur. Leur mise en **étui** individuel et étanche est donc envisagée, cet étui en acier inoxydable étant compatible avec les différentes étapes de gestion ultérieures imaginables : traitement, nouvel entreposage ou stockage. Le placement en conteneur étanche de ces étuis assure une deuxième barrière de confinement, comme c'est le cas pour les colis de déchets de **haute activité**.

En conditions de stockage ou d'entreposage, les colis de déchets seront soumis à diverses agressions internes et exter-

nes. Tout d'abord, la décroissance **radio-active** des radionucléides se poursuit dans le colis (phénomène d'**auto-irradiation**). L'émission des rayonnements s'accompagne d'une production de chaleur. Par exemple, dans les verres de confinement des déchets de haute activité, les principales sources d'irradiation résultent des **désintégrations alpha** issues des actinides mineurs, des **désintégrations bêta** provenant des produits de fission et des transitions gamma. Les désintégrations alpha caractérisées par la création d'un **noyau de recul** et l'émission d'une particule qui, en fin de parcours, génère un atome d'hélium, provoquent la majorité des déplacements atomiques. En particulier, les noyaux de recul, qui déposent une énergie importante sur une distance courte, conduisent à des déplacements atomiques en cascade, rompant ainsi un grand nombre de liaisons chimiques. C'est donc la principale cause de dommage potentiel à long terme. Les matrices doivent alors être stables thermiquement et résistantes aux dégâts d'irradiation.

Les colis de déchets stockés seront également soumis à l'action de l'eau (**lixiviation**). Les enveloppes des conteneurs peuvent présenter une certaine résistance aux phénomènes de corrosion (les **surconteneurs** des verres peuvent ainsi retarder

de quelque 4 000 ans l'arrivée de l'eau) et les matrices de confinement faire preuve d'une durabilité chimique élevée.

Entre les conteneurs et la barrière ultime que constitue, dans une installation de stockage profond de déchets radioactifs, le milieu géologique lui-même, peuvent de plus être interposées, outre un éventuel surconteneur, d'autres barrières dites **barrières ouvragées** pour le remplissage et le scellement. Inutiles dans les formations argileuses pour le remplissage, elles seraient capables dans d'autres milieux (granite) de ralentir encore tout flux de radionucléides vers la **géosphère**, malgré une dégradation des barrières précédentes.



Démonstrateurs technologiques de colis MA-VL pour boues bitumées.

D De l'entreposage au stockage

La raison d'être de l'**entreposage** et du **stockage** des déchets nucléaires est d'assurer le confinement à long terme de la **radioactivité**, c'est-à-dire de maintenir les **radionucléides** à l'intérieur d'un espace déterminé, à l'écart de l'homme et de l'environnement, aussi longtemps que nécessaire, de telle sorte que l'éventuel retour dans la **biosphère** d'infimes quantités de radionucléides ne puisse avoir d'impact sanitaire ou environnemental inacceptable. Selon les termes de la Convention commune sur la sûreté de la gestion du **combustible** usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs signée le 5 septembre 1997, l'entreposage "s'entend de la détention de combustible usé ou de déchets radioactifs dans une installation qui en assure le confinement, dans l'intention de les récupérer". Il est donc, par définition, temporaire, représentant une solution d'attente, même si celle-ci peut être de très longue durée (quelques dizaines à quelques centaines d'années), alors qu'un stockage peut être définitif.

Pratiqué depuis les débuts du nucléaire, l'entreposage industriel met les combustibles usés en attente de traitement et les déchets conditionnés de **haute activité (HA)** ou de **moyenne activité à vie longue (MA-VL)** en condition sûre, en

attente d'un mode de gestion à long terme de ces déchets. La reprise des colis entreposés est prévue à l'issue d'une période de durée limitée (années ou dizaines d'années).



Concept étudié par le CEA de conteneur commun pour l'entreposage de longue durée et le stockage de déchets de moyenne activité à vie longue.

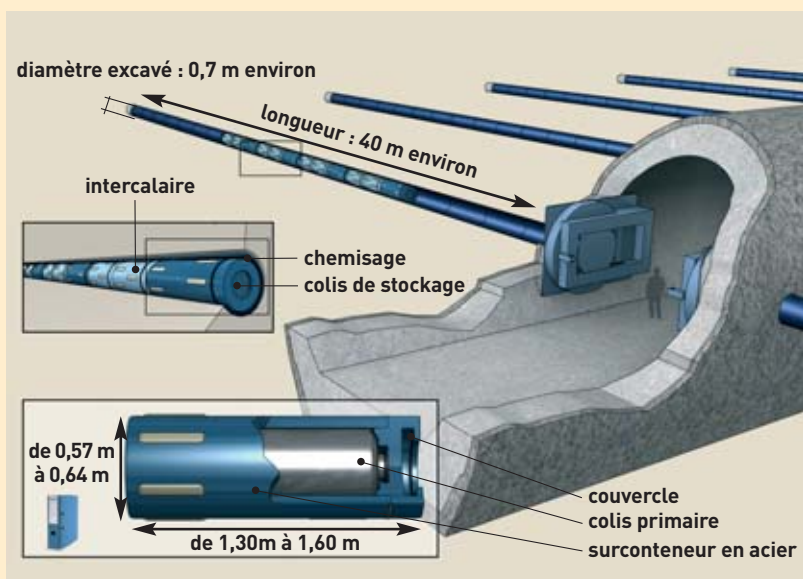
L'**entreposage de longue durée (ELD)** se conçoit notamment dans le cas d'une mise en œuvre différée dans le temps du stockage ou des réacteurs devant effectuer le **recyclage/transmutation** ou simplement pour tirer profit de la

décroissance naturelle de la radioactivité (et donc de l'émission de chaleur des déchets de haute activité) avant une mise en **stockage géologique**. La longue durée s'entend sur des durées pouvant aller

jusqu'à trois cents ans. L'entrepôt de longue durée peut se trouver en **surface** ou en **subsurface**. Dans le premier cas, il sera, par exemple, protégé par une structure en béton renforcée. Dans le second, il sera situé à une profondeur de quelques dizaines de mètres, protégé par un milieu naturel (par exemple, situé à flanc de colline) et sa roche d'accueil. Quelle que soit la stratégie de gestion choisie, il sera nécessaire de protéger la biosphère des déchets résiduels ultimes. La nature des radioéléments que ces derniers contiennent nécessite une solution capable d'assurer leur confinement durant plusieurs dizaines de milliers d'années pour les déchets à vie longue, voire plus. À ces échelles de temps, la stabilité sociétale est une incertitude majeure à prendre en compte. C'est pourquoi le stockage en couches

géologiques profondes (typiquement 500 m) constitue une solution de référence, dans la mesure où elle permet intrinsèquement la mise en œuvre d'une solution technique plus passive, s'accommodant sans risque accru d'un manque de surveillance et permettant ainsi de palier une éventuelle perte de mémoire de la société. Le milieu géologique d'un tel stockage constitue donc une barrière supplémentaire tout à fait essentielle qui n'existe pas dans le cas de l'entreposage.

Un stockage peut être conçu pour être **réversible** sur une certaine période. Le concept de réversibilité exige de garantir la possibilité, pour diverses raisons, d'accéder aux **colis**, voire de les retirer de l'installation, et ce, pendant un certain temps ou de choisir la fermeture définitive de l'installation de stockage. La réversibilité peut se concevoir comme une suite d'étapes successives présentant des "niveaux de réversibilité" décroissants. Schématiquement, chaque étape consiste à effectuer une opération technique supplémentaire vers la fermeture finale qui rendra la reprise des colis plus difficile qu'à l'étape précédente, en fonction de critères bien définis.



Concept de stockage, conçu par l'Andra, de colis standard de déchets vitrifiés dans des galeries horizontales illustrant en particulier les différentes enveloppes des colis et certaines caractéristiques liées à la réversibilité éventuelle du stockage.

E Qu'est-ce que la transmutation ?

La **transmutation** est la transformation d'un noyau en un autre par une réaction nucléaire induite par des particules avec lesquelles on le bombarde. Appliquée au traitement des déchets nucléaires, elle consiste à utiliser ce type de réactions pour transformer des **isotopes radioactifs à vie longue** en isotopes à vie nettement plus courte ou même stables, en vue de réduire l'**inventaire radio-toxique** à long terme. Il est en théorie possible d'utiliser comme projectiles des **photons**, des **protons** ou des **neutrons**.

Dans le premier cas, il s'agit d'obtenir par *Bremsstrahlung*⁽¹⁾ des photons qui peuvent donner lieu à des réactions $[\gamma, xn]$ en bombardant une cible avec un faisceau d'électrons fournis par un accélérateur. Sous l'effet du rayonnement gamma incident, x neutrons sont éjectés du noyau. Appliquées à des corps trop riches en neutrons et de ce fait instables comme certains **produits de fission** (strontium 90, césium 137...), ces réactions aboutissent en général à des corps stables. Mais compte tenu de leur rendement très faible et du très haut niveau de courant d'électrons nécessaire, cette voie est jugée non viable.

Dans la deuxième formule, l'interaction proton-noyau induit une réaction complexe, appelée **spallation**, qui conduit à la fragmentation du noyau et à la libération d'un certain nombre de particules dont des

neutrons de haute énergie. La transmutation par interaction *directe* des protons n'est pas économiquement rentable, car elle nécessite pour surmonter la barrière coulombienne⁽²⁾ des protons de très haute énergie (1 à 2 **GeV**) dont l'énergie de production est supérieure à celle récupérée lors du processus qui a conduit à la génération du déchet. En revanche, la transmutation *indirecte*, en utilisant les neutrons de haute énergie (produits au nombre d'une trentaine environ, suivant la nature de la cible et l'énergie du proton incident) permet d'améliorer très sensiblement les performances. C'est cette voie qui est à la base des concepts des **réacteurs** dits **hybrides** couplant un cœur **sous-critique** et un accélérateur de protons de haute intensité (encadré F, *Qu'est-ce qu'un ADS ?*, p. 103).

Troisième particule utilisable, donc, le neutron. De par l'absence de charge électrique, c'est de loin la particule qui satisfait au mieux les critères recherchés. Il est "naturellement" disponible en grande quantité dans les réacteurs nucléaires où il est utilisé pour générer des réactions de **fission** et produire ainsi de l'énergie et où d'ailleurs il induit en permanence des transmutations, la plupart non recherchées (figure). La meilleure voie de **recyclage** des déchets serait donc de les réinjecter dans l'installation qui peu ou prou les a créés...

Lorsqu'un neutron entre en collision avec un noyau, il peut rebondir sur le noyau ou bien pénétrer dans celui-ci. Dans ce second cas, le noyau, en absorbant le neutron, acquiert un excès d'énergie qu'il va libérer de différentes manières :

- en éjectant des particules (un neutron par exemple) et en émettant éventuellement un rayonnement ;
- en émettant seulement un rayonnement ; on parle dans ce cas de *réaction de capture* puisque le neutron reste captif du noyau ;
- en se scindant en deux noyaux de taille plus ou moins égale et en émettant simultanément deux à trois neutrons ; on parle ici de *réaction de fission* durant laquelle une importante quantité d'énergie est délivrée.

La transmutation d'un **radionucléide** peut se réaliser soit par capture d'un neutron, soit par fission. Les **actinides mineurs**, noyaux de grande taille (**noyaux lourds**), peuvent subir à la fois des réactions de fission et de capture. Par fission, ils sont transformés en radionucléides majoritairement à vie courte, voire en noyaux stables. Les noyaux provenant d'une fission (appelés produits de fission), de plus petite taille, ne sont sujets qu'aux réactions de capture et subissent, en moyenne, quatre décroissances radioactives, de **période** n'excédant pas généralement quelques années, avant de devenir stables. Par capture, ils sont transformés en d'autres radionucléides, souvent à vie longue, qui se transforment eux-mêmes par **désintégration** naturelle, mais aussi par capture et fission.

(1) En allemand : rayonnement de freinage. Rayonnement photonique de haute énergie généré par des particules (électrons) accélérées (ou décélérées) qui décrivent une trajectoire circulaire en émettant tangentiellement des photons de freinage dont les plus énergétiques sont préférentiellement émis dans l'axe du faisceau d'électrons.

(2) Force de répulsion qui s'oppose au rapprochement de charges électriques de même signe.

E (suite)

La probabilité qu'un neutron a de provoquer une réaction de capture ou de fission est évaluée à partir respectivement de la **section efficace** de capture et de la section efficace de fission. Les sections efficaces sont fonction de la nature du noyau (elle varie énormément d'un noyau à l'autre et, plus encore, d'un isotope à l'autre pour un même noyau) et de l'énergie du neutron.

Pour un neutron d'énergie inférieure à 1 eV (domaine des **neutrons lents** ou **thermiques**), la section efficace de capture est

prédominante ; la capture est environ cent fois plus probable que la fission. C'est également le cas pour une énergie allant de 1 eV à 1 MeV (domaine des **neutrons épi-thermiques** où captures ou fissions se produisent à des niveaux précis d'énergies). Au-delà de 1 MeV (domaine des neutrons rapides), les fissions deviennent plus probables que les captures.

Deux filières de réacteurs sont possibles selon le domaine d'énergie des neutrons dans lequel la majorité des réactions de fission se produit : les réacteurs à neutrons

thermiques et les réacteurs à **neutrons rapides**. La filière des réacteurs à neutrons thermiques est celle qui équipe la France avec près de soixante réacteurs à eau sous pression. Dans un réacteur à neutrons thermiques, les neutrons produits par fission sont ralentis (modérés) par des chocs contre des noyaux légers constitutifs de matériaux appelés **modérateurs**. Grâce au modérateur (eau ordinaire pour les réacteurs à eau sous pression), la vitesse des neutrons diminue jusqu'à atteindre quelques kilomètres par seconde, valeur pour laquelle les neutrons se trouvent en équilibre thermique avec le milieu. Les sections efficaces de fission de ^{235}U et ^{239}Pu induites par des neutrons thermiques étant très élevées, une concentration de quelques pour cent de ces noyaux **fissiles** est suffisante pour entretenir la cascade de fissions. Le flux d'un réacteur à neutrons thermiques est de l'ordre de 10^{18} neutrons par mètre carré et par seconde.

Dans un réacteur à neutrons rapides, tel que Phénix, les neutrons issus des fissions produisent directement, sans être ralentis, de nouvelles fissions. Il n'y a pas de modérateur dans ce cas. Comme dans ce domaine d'énergie les sections efficaces sont faibles, il faut utiliser un combustible riche en radionucléides fissiles (jusqu'à 20 % d'**uranium 235** ou de **plutonium 239**) pour que le **facteur de multiplication** soit égal à 1. Le flux d'un réacteur à neutrons rapides est dix fois plus élevé (de l'ordre de 10^{19} neutrons par mètre carré et par seconde) que celui d'un réacteur à neutrons thermiques.

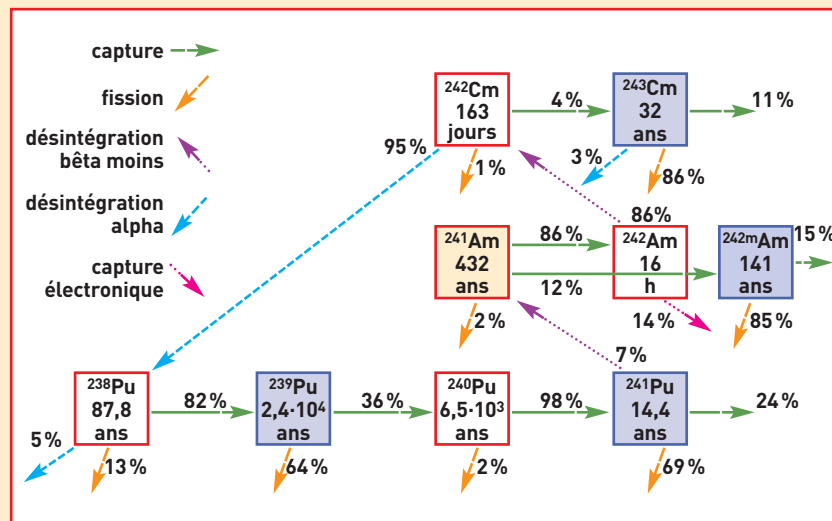


Figure.

Représentation simplifiée de la chaîne d'évolution de l'américium 241 dans un réacteur à neutrons thermiques (en bleu, les radionucléides qui disparaissent par fission). Par capture, ^{241}Am se transforme en ^{242}Am qui disparaît majoritairement par fission, et en ^{242}Cm qui décroît (période de 16 heures) principalement par désintégration bêta moins en ^{242}Cm . ^{242}Cm se transforme par désintégration alpha en ^{238}Pu et par capture en ^{243}Cm qui, lui-même, disparaît majoritairement par fission. ^{238}Pu se transforme par capture en ^{239}Pu qui disparaît majoritairement par fission.

F Qu'est-ce qu'un ADS ?

Un **ADS** (de l'anglais Accelerator Driven System) est un **système hybride** constitué par un réacteur nucléaire fonctionnant en mode **sous-critique**, c'est-à-dire incapable à lui seul d'entretenir une **réaction en chaîne** de **fission**, "pilote" par une source externe capable de fournir le complément de **neutrons** nécessaire⁽¹⁾.

Dans le cœur d'un réacteur nucléaire, en effet, est libérée l'énergie de fission des **noyaux lourds** comme ceux de l'**uranium 235** ou du **plutonium 239**. L'uranium 235 produit en fissionnant en moyenne 2,5 neutrons qui pourront à leur tour provoquer une nouvelle fission s'ils heurtent un noyau d'uranium 235. Il est donc

concevable qu'une fois la première fission amorcée, une réaction en chaîne puisse se développer et conduise, par une succession de fissions, à un accroissement de la population de neutrons. Mais parmi les neutrons produits par la première fission, certains sont capturés et ne donnent pas naissance à de nouvelles fissions. Le nombre de fissions générées à partir d'une fission initiale est caractérisé par le **facteur de multiplication effectif k_{eff}** , égal au rapport des neutrons de fission produits sur les neutrons disparus. De la valeur de ce coefficient dépend le devenir de la population de neutrons : si k_{eff} est nettement plus grand que 1, cette population augmente très rapidement ; si k_{eff} est très légèrement supérieur à 1, la multiplication des neutrons s'enclenche mais reste sous contrôle ; c'est cet état qui est recherché lors du démar-

rage d'un réacteur ; si k_{eff} est égal à 1, la population reste stable ; c'est la situation d'un réacteur en fonctionnement normal et si k_{eff} est plus petit que 1, la population de neutrons décline et s'éteint sauf si, et c'est le cas dans un système hybride, une

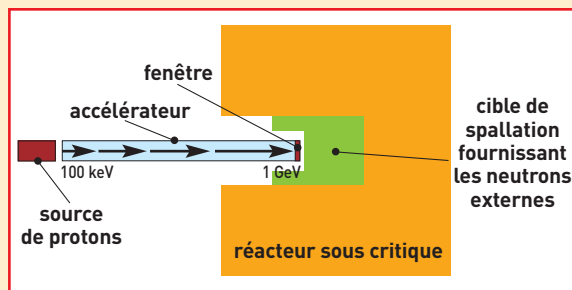


Schéma de principe d'un ADS.

source extérieure apporte des neutrons. À partir du facteur de multiplication effectif, la **réactivité** d'un réacteur est définie par le rapport $(k_{\text{eff}} - 1) / k_{\text{eff}}$. La condition de stabilité s'exprime alors par une réactivité nulle. Pour stabiliser la population de neutrons, on joue sur la proportion de matériaux à forte section de **capture de neutrons** (matériaux absorbants) au sein du réacteur.

Dans un ADS, la **source** de neutrons supplémentaires est alimentée par des **protons** créés à une énergie d'environ 100 **keV**, puis injectés dans un **accélérateur** (linéaire ou cyclotron) qui les amène à une énergie de l'ordre du **GeV** et les conduit vers une **cible** de métal lourd (plomb, plomb-bismuth, tungstène ou tantale). Irradiée par le faisceau de protons, cette cible génère, par des réactions de **spallation**, un flux intense de neutrons d'énergie élevée (entre 1 et 20 **MeV**), un seul proton incident pouvant générer jusqu'à 30 neutrons. Ces derniers

vont ensuite interagir avec le combustible du **milieu multiplicateur** de neutrons sous-critique et produire d'autres neutrons (neutrons de fission) (figure).

La plupart des projets de systèmes hybrides ont pour cœur (généralement annulaire) des milieux à **neutrons rapides**, ces derniers permettant d'obtenir les bilans neutroniques les plus favorables à la **transmutation**, opération qui permet de "brûler" des déchets mais peut également servir à produire de nouveaux noyaux **fissiles**. Un tel système peut également être utilisé pour la production d'énergie, même si une partie de celle-ci doit être réservée à l'alimentation de l'accélérateur de protons, part d'autant plus importante que le système est plus sous-critique. Il est, par principe, à l'abri de la plupart des accidents de réactivité, son facteur de multiplication étant inférieur à 1, contrairement à un réacteur fonctionnant en mode critique : la réaction en chaîne s'arrêterait si elle n'était entretenue par cet apport de neutrons externes.

Composant important d'un réacteur hybride, la **fenêtre**, positionnée en bout de la ligne de faisceau, isole l'accélérateur de la cible et permet de le maintenir sous vide. Traversée par le faisceau de protons, c'est une pièce sensible du système : sa durée de vie dépend de contraintes thermiques, mécaniques et de la corrosion. Il existe toutefois des projets d'ADS sans fenêtre. Dans ce cas, ce sont les contraintes de confinement et d'extraction des produits radioactifs de spallation qui doivent être pris en compte.

■ Voir à ce sujet *Clefs CEA* n°37, p. 14.

Les caractéristiques de la plus grande part des **déchets radioactifs** générés en France résultent de celles du parc national de production électronucléaire et des unités de traitement des **combustibles** usés, construites en application du principe consistant à traiter ces combustibles pour séparer matières énergétiques encore valorisables (**uranium** et **plutonium**) et déchets (**produits de fission** et **actinides mineurs**) non recyclables dans l'état actuel de la technique.

Cinquante-huit **réacteurs à eau sous pression (REP)** à **uranium enrichi** ont été mis en service par EDF entre 1977 (à Fessenheim) et 1999 (à Civaux), constituant une deuxième génération de réacteurs succédant à la première, essentiellement composée de huit réacteurs **UNGG (uranium naturel** graphite gaz) tous arrêtés et, pour les plus anciens, en cours de déconstruction. Une vingtaine de ces réacteurs REP assurent le recyclage industriel du plutonium inclus dans des combustibles **MOX**, fournis depuis 1995 par l'usine **Melox** de Marcoule (Gard).

EDF envisage de remplacer progressivement les REP actuels par des réacteurs de troisième génération appartenant à cette même filière de réacteurs à eau sous pression, de type **EPR** (European Pressurized water Reactor) conçu par **Framatome-ANP**, filiale du groupe **Areva**. Le tout premier EPR est en cours de construction en Finlande, le premier construit en France devant l'être à Flamanville (Manche).

La plus grande partie des combustibles usés du parc est actuellement traitée dans l'usine **UP2-800⁽¹⁾** exploitée depuis 1994 à La Hague (Manche) par Cogema, autre composante du groupe Areva (l'usine UP3, mise en service en 1990-92, traite pour sa part les combustibles étrangers). Les ateliers de **vitrification** des déchets de ces usines, fruits d'un développement commencé à Marcoule, ont donné leur nom (**R7T7**) au verre "nucléaire" utilisé pour confiner les éléments de **haute activité et à vie longue**.

Une quatrième génération de réacteurs pourrait apparaître à partir de 2040 (ainsi que de nouvelles unités de traitement) avec un prototype dès 2020. Il pourrait s'agir de réacteurs à **neutrons rapides (RNR)** à **caloporteur** sodium (RNR-Na) ou à caloporteur gaz (**RCG**). Depuis l'arrêt de Superphénix en 1998, un seul RNR fonctionne en France, Phénix, qui doit être arrêté en 2009.

■ (1) Refonte de l'unité **UP2-400** qui, à la suite de l'usine **UP1** de Marcoule, était destinée au traitement des combustibles usés de la filière UNGG.