



Un processus de progrès continu

La recherche sur les meilleures solutions de gestion à long terme des déchets radioactifs de haute activité à vie longue s'inscrit dans un processus de progrès par étapes fondé, depuis l'origine de l'utilisation de l'énergie nucléaire en France, sur deux principes : une utilisation optimale des matières énergétiques par le recyclage et un conditionnement sûr des déchets ultimes.

La production d'électricité d'origine nucléaire en France s'appuie sur un outil industriel mature et performant, construit et amélioré continuellement depuis les années 1975, comprenant réacteurs et usines du cycle (encadré 1), **entrepôts** industriels pour les matières et

les déchets ainsi que des **stockages de surface**. Cette production est associée, dans une démarche de progrès continu, à l'optimisation de la gestion de ses **déchets radioactifs** (encadré A, *Que sont les déchets nucléaires?*, p. 16), consistant à séparer et recycler les matières énergétiques valorisables et à réduire, **conditionner** et stocker les déchets ultimes (chapitre I : *Les acquis des solutions actuelles*, p. 13).

Les déchets de **faible activité** et à **vie courte** (environ 15 000 m³/an) sont gérés par l'**Andra** et stockés en surface au Centre de l'Aube (et précédemment au Centre de la Manche, qui n'accueille plus de colis depuis 1994). Aujourd'hui, à l'issue des opérations de **traitement** des **combustibles** usés à La Hague (Manche), tous les déchets sont conditionnés. Plus de 95 % de la **radio-activité** totale est concentrée dans les déchets de **haute activité à vie longue** incorporés dans une **matrice vitreuse** (encadré B, *Les déchets du cycle électronucléaire*, p. 20). Ces déchets sont entreposés dans les installations créées à cet effet.

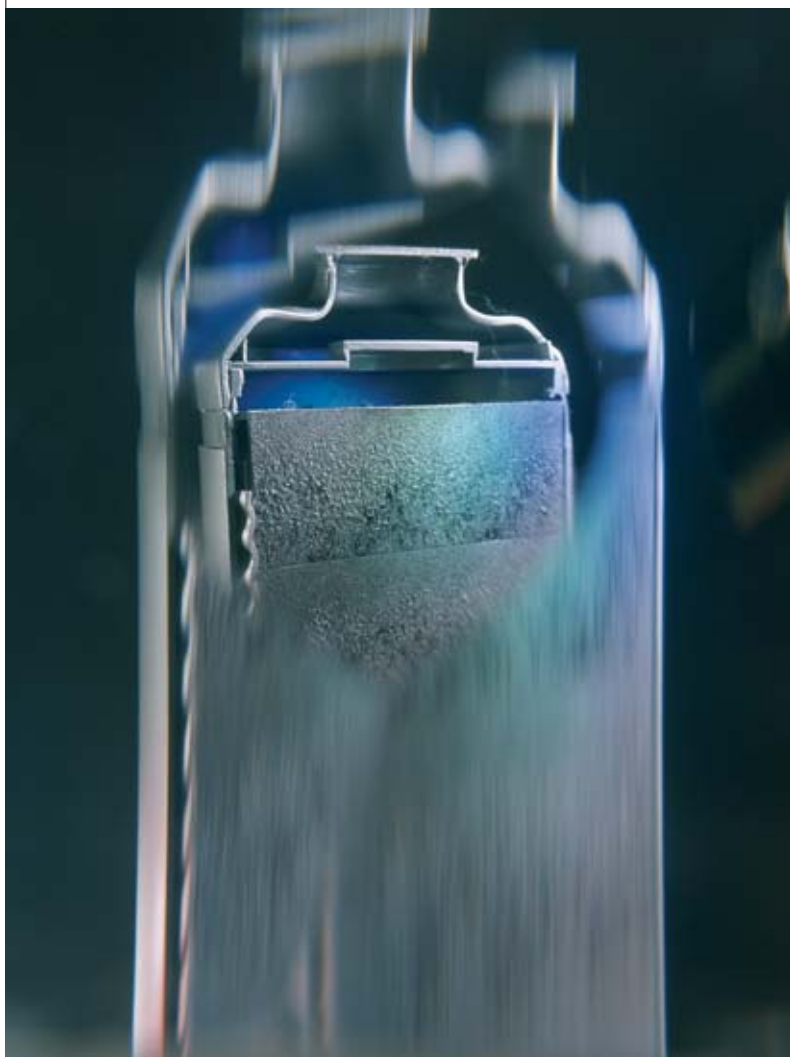
Les opérations de traitement mises en œuvre industriellement en France permettent d'une part de réduire l'**inventaire radiotoxique** des déchets par rapport au non traitement (**cycle ouvert**), en retirant et en recyclant le **plutonium**, matière énergétique, et d'autre part de conditionner les déchets à vie longue de façon sûre et durable dans un volume très faible.

Qu'ont donné les recherches depuis 1991 ?

Dans le cadre de la loi de décembre 1991 (encadré 2), le gouvernement a chargé le CEA de conduire les recherches sur l'axe 1 (séparation et **transmutation** ; encadré E, *Qu'est-ce que la transmutation?*, p. 90) et l'axe 3 (**conditionnement** ; encadré C, *Qu'y a-t-il entre le déchet et l'environnement?*, p. 28, et **entreposage** ; encadré D, *De l'entreposage au stockage*, p. 50) et l'Andra sur l'axe 2 (**stockage géologique**). Ces recherches sont menées de façon très soutenue depuis 1992 et bénéficient d'importantes coopérations nationales ; européennes et internationales (encadré 3). Les rapports contenant les résultats de ces recherches ont été remis (le 30 juin 2005 par le CEA) aux ministres de l'Industrie et de la Recherche (chapitre II, *Nouveaux concepts : le colis au cœur des études*, p. 43). Ces rapports ont été actualisés à la fin de l'année 2005.

Axe 1 : séparation et transmutation

Les études sur la séparation et la transmutation ont pour but de séparer les éléments à vie longue les plus radiotoxiques présents dans les déchets (principalement les **actinides mineurs**, qui sont actuellement **vitrifiés** avec les **produits de fission**), puis de les transmuter, en les recyclant dans des réacteurs nucléaires, afin de les transformer en éléments non radioactifs, ou à vie plus courte (chapitre III, *Des progrès pour demain et pour après-demain*, p. 79).



Montage artistique de coupes de colis standard de déchets compactés produits industriellement par Areva/Cogema.

D. Sarraute/CEA

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.

Séparation poussée

C'est une nouvelle chimie de la séparation qu'il a fallu développer (dans la continuité, néanmoins, des procédés en solution aqueuse comme **Purex**), en concevant, synthétisant et testant, sur solutions radioactives représentatives, une centaine de nouvelles molécules très sélectives. Les recherches ont finalement permis de sélectionner les trois molécules mises en œuvre dans le procédé retenu pour la séparation poussée. La faisabilité en a été démontrée au laboratoire dans l'installation **Atalante** du CEA à Marcoule, d'abord sur des solutions réelles de dissolution de quelques centaines de grammes de combustible usé, avec des performances très satisfaisantes : récupération d'au moins 99 % des actinides mineurs. C'est un résultat majeur de la recherche.

Cette faisabilité a été confirmée par la réalisation des procédés en continu à partir d'une solution contenant une quinzaine de kg de combustible usé. Pour le neptunium, l'essai, réalisé en avril 2005, a confirmé les résultats obtenus précédemment. Pour les actinides mineurs américium et curium, cette confirmation a eu lieu en novembre et décembre de la même année.

Transmutation

Une fois le plutonium et l'**uranium** recyclés, la séparation des actinides mineurs, puis leur transmutation, permettrait d'obtenir une réduction supplémentaire de l'inventaire radiotoxique des déchets ultimes (division par dix à cent, selon les noyaux concernés, de la radiotoxicité à 500 ans des nouveaux déchets vitrifiés par rapport à celle des déchets actuels). Cette nouvelle étape de progrès sur les déchets ultimes n'est pas réalisable dans les réacteurs à **neutrons thermiques** du parc actuel et nécessite la mise en place d'un nouveau système nucléaire à **neutrons rapides**.

Les meilleures conditions pour la transmutation sont en effet obtenues en spectre de neutrons rapides. En 1998, après la décision d'arrêt de Superphénix, le programme expérimental de démonstration de la transmutation engagé sur ce réacteur a été redéployé.



J.M. Taillat/Areva/CEA

Un travail conséquent de conception et d'adaptation des irradiations prévues s'est achevé avec succès en 2002, pour permettre l'introduction des expériences d'irradiation dans Phénix. Les examens après irradiations de composés pour la transmutation ont débuté sur deux nouvelles expériences, Matina 1A (études de matrices) et Metaphix (transmutation des actinides mineurs en combustible métallique), sorties de ce réacteur en 2004, et les autres irradiations se poursuivront jusqu'en 2009.

Grâce aux nombreux résultats d'irradiation obtenus précédemment, la faisabilité technique de la transmutation de l'américium et du neptunium est acquise avec des combustibles oxydes dans des réacteurs rapides refroidis au sodium.

La nouvelle étape de progrès portant sur la transmutation des actinides mineurs est associée à une nouvelle génération d'outils industriels à l'horizon 2040, réacteurs de quatrième génération à neutrons rapides avec de nouvelles usines du cycle permettant le recyclage et la transmutation de l'ensemble des **noyaux lourds**, ou réacteurs incinérateurs dédiés, critiques ou **sous-critiques** avec leur cycle (encadré F, *Qu'est-ce qu'un ADS?*, p. 103).

L'installation Atalante, au centre CEA de Marcoule (Gard) où a été démontrée, sur des solutions réelles de dissolution de combustible usé, la faisabilité de la séparation poussée des actinides.



La loi de 1991

2

En 1990, les controverses sur la question des **déchets radioactifs** ont conduit le gouvernement français à ordonner un moratoire sur la recherche d'un site de **stockage géologique** et à préparer une loi pour encadrer les recherches sur la gestion à long terme des déchets radioactifs de **haute activité** et à **vie longue**. Promulguée le 30 décembre 1991, la loi n°91-1381, communément appelée "Loi Bataille", du nom de son rapporteur, a été incluse en 2000 dans le Code de l'environnement (article L542). Assortie d'un moratoire de quinze ans sur toute décision sur le devenir à long terme de ces déchets, cette loi a tracé les contours d'un programme de recherches à réaliser pendant cette période et disposé que le Parlement se verrait remettre en 2006 un rapport global d'évaluation des travaux qu'elle demandait de mener dans trois directions :

- rechercher des solutions permettant la séparation et la **transmutation** des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets ;
- étudier les possibilités de stockage **réversible** ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains ;
- étudier les procédés de **conditionnement** et d'**entreposage** de longue durée en **surface** ou en **subsurface** des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue (l'extension à la subsurface a été demandée par le gouvernement en 1998).

Le pilotage de l'axe 1 et celui de l'axe 3 ont été confiés par le gouvernement au CEA, celui de l'axe 2 à l'**Andra**.

Ces recherches, qui ont représenté un budget de l'ordre de 2,6 milliards d'euros entre 1992 et 2005 (dont environ 1,6 milliard pour les axes pilotés par le CEA), ont été menées de façon très soutenue depuis 1992 et ont bénéficié d'importantes coopérations nationales, européennes et internationales (encadré 3).

Elles ont été régulièrement suivies par l'**Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques** et le gouvernement, et ont été coordonnées au travers du **Comité de suivi des recherches sur l'aval du cycle** formé par le ministère de la Recherche. Les recherches ont été continuellement expertisées par la **Commission nationale d'évaluation** créée par la loi.

Ces nouveaux outils devront satisfaire les critères portant sur l'économie de ressources, la minimisation des déchets, la maîtrise des risques de prolifération et l'équilibre économique du cycle. Le choix du système de transmutation conduisant à la réalisation d'un démonstrateur et du procédé de recyclage associé pourrait se faire à l'horizon 2015.

Les résultats de 2006 montrent que les déchets (déchets vitrifiés, déchets de **moyenne activité** à vie longue **MA-VL**) déjà produits ou en cours de production sont des déchets ultimes, les perspectives ouvertes par la séparation - transmutation concernent les déchets du futur, après 2040.

Diverses solutions pour gérer à long terme les déchets radioactifs ont été naguère imaginées puis abandonnées. Il reste aujourd'hui la solution du stockage bien contrôlé, en **formation géologique profonde** et stable et la solution de l'**entreposage de longue durée** des déchets en surface ou en **subsurface** extrapolée de l'entreposage industriel actuel (chapitre II).

Axe 2 : stockage géologique

Le stockage en couches géologiques profondes présente les avantages suivants : l'existence d'une **barrière** géologique pour séparer les colis de la **biosphère**, une grande stabilité de l'eau pour une maîtrise de la corrosion des colis de déchets et un moindre risque d'intrusion humaine, ce qui limite l'obligation de sur-

veillance. Les travaux de l'Andra concluent à la faisabilité d'une telle solution qui pourrait voir une mise en œuvre industrielle à l'horizon 2025.

Axe 3 : conditionnement – entreposage

Les travaux de R&D comportent deux volets : le conditionnement, concernant l'élaboration et la connaissance des colis (développement des procédés de conditionnement des matières radioactives, **conteneurs**, caractérisation et étude du comportement à long terme) et l'entreposage, portant sur la définition et la qualification des concepts d'installations d'entreposage de longue durée, en surface ou en subsurface.

Conditionnement

Les développements menés dans le domaine du traitement et du conditionnement des déchets ont eu pour objectifs, d'une part, l'amélioration (réduction de volume...) de certains procédés actuels pour tenir compte notamment de l'évolution de la composition des déchets et, d'autre part, d'assurer la disponibilité de procédés qualifiés pouvant s'appliquer aux déchets anciens.

Parallèlement, et afin d'explorer toutes les possibilités pour le futur, des procédés de conditionnement spécifiques des éléments séparables par l'axe 1 sont développés au stade du laboratoire dans le cas où ces éléments ne seraient pas transmutables. Tout le développement et l'évaluation de ces procédés au niveau d'une faisabilité technologique puis industrielle restent à faire.

Dans ce domaine, les résultats obtenus et leur mise en œuvre industrielle ont globalement conduit à diviser par au moins six le volume des déchets solides et par dix l'activité des rejets liquides depuis le démarrage de l'usine de traitement de La Hague. Ce remarquable progrès continu de la recherche et des industriels qui a accompagné les quinze années couvertes par la loi de décembre 1991 (figure p. 7) permet aujourd'hui d'avoir des conditionnements sûrs et performants disposés dans des entrepôts industriels, ce qui constitue une solution à moyen terme sans être une solution de gestion à long terme.

Caractérisation et contrôle des colis

Les recherches menées au CEA, en coopération notamment avec **Areva/Cogema** et l'Andra, ont permis de développer des méthodes et systèmes très complets de caractérisation et de contrôle des colis. Ces méthodes sont qualifiées sur colis réels, notamment dans l'installation Chicade à Cadarache.

Étude du comportement à long terme des colis

L'objectif du conditionnement étant d'assurer un confinement durable pour toutes les phases de gestion des colis, il est nécessaire d'établir les éléments scientifiques et techniques permettant de prévoir le comportement à long terme des colis et confirmer que les fonctions associées sont assurées, notamment la manutention, la reprise et le confinement. Les travaux menés ces dernières années ont permis d'établir les bases scientifiques d'une véritable science du comportement à long terme. La grande durabilité des verres (leur dissolution durera plusieurs centaines de milliers d'années en conditions de stockage !) a notamment été établie.

Pour tous les types de colis, l'ensemble des phénomènes régissant le comportement à long terme a été modélisé, et ces modèles ont été confrontés à l'expérience et qualifiés. Ils sont utilisés notamment par l'Andra dans les études d'ensemble concernant l'exploitation et le comportement dans la durée des installations de stockage.

Conteneurs

Un effort important a porté sur le développement et la qualification de conteneurs pour le stockage ou pour l'entreposage de longue durée. Ainsi, des conteneurs communs à l'entreposage de longue durée et au stockage pour des déchets de moyenne activité à vie longue (déchets bitumés et déchets de **coques** et **embouts** compactés) ont été développés avec l'Andra.

Bien que la stratégie française ne considère pas les combustibles usés comme des déchets, un conteneur de stockage « compatible entreposage » pour le combustible usé a été étudié conjointement par le CEA, EDF et l'Andra.

Enfin, des conteneurs pour l'entreposage de longue durée à sec des combustibles usés afin de garantir leur reprise ultérieure ont été définis.

Tous les démonstrateurs de tels conteneurs ont été réalisés et sont visibles au Centre d'expertise sur le conditionnement et l'entreposage des matières radioactives (**Cecer**) créé à Marcoule.

Entreposage de longue durée

L'extension de la durée de vie et le renouvellement éventuel des entrepôts industriels est une première manière de répondre à un besoin d'entreposage de longue durée. Des évaluations de durabilité ont été faites sur les entrepôts les plus récents. Il a été montré que ces derniers pourraient durer au moins cent ans, sous réserve des autorisations nécessaires.

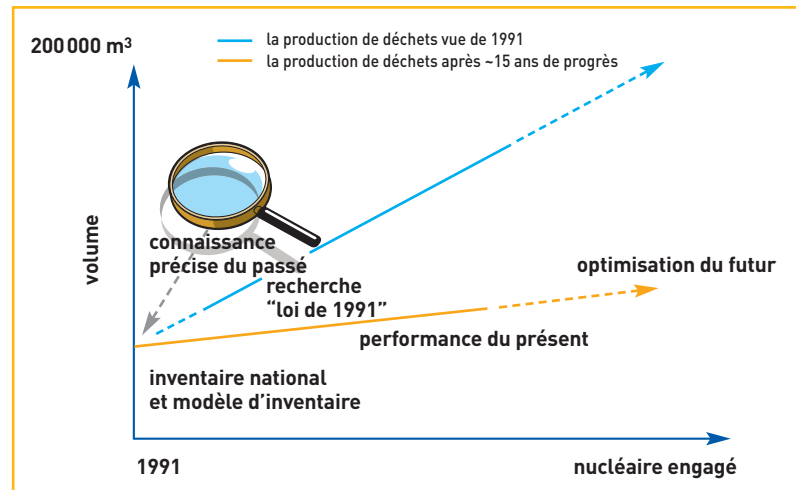


Figure. Évolution du volume de production des déchets radioactifs en France telle qu'elle était envisagée hier et prévue aujourd'hui.

Les recherches ont porté également sur des entrepôts conçus dès l'origine pour la longue durée, en surface ou en subsurface, afin d'accueillir des combustibles usés et des colis de déchets de haute ou moyenne activité à vie longue. Les études ont été menées en considérant des sites génériques (non liés à un lieu géographique particulier). En effet, dans l'entreposage, contrairement au stockage, pratiquement aucune fonction de confinement des radioéléments n'est demandée au milieu géologique.

Les études de deux concepts d'entreposage de longue durée, surface et subsurface, ont été réalisées pour les combustibles usés, les déchets vitrifiés et pour les déchets MA-VL (études préliminaires, évaluations de sûreté, études de définition pour fin 2005). Une galerie de démonstration et d'illustration de l'entreposage en subsurface a été réalisée au Cecer à Marcoule.

Ces travaux ont permis de conclure à la faisabilité de l'entreposage de longue durée. Cette solution de

Partenariats nationaux et coopérations internationales

3

Sur l'axe 1 de la loi de 1991, le CEA a développé un partenariat important avec le **CNRS**, qui s'est traduit par la création de groupements de recherche coordonnés (GdR) dans le cadre du Programme sur l'aval du cycle électronucléaire (**Pace**) du CNRS. Ces groupements, qui rassemblent de nombreux partenaires, dont les industriels du secteur nucléaire, sont **Practis**, puis **Paris** pour la séparation (avec **EDF** et **l'Andra**) ; **Gedeon**, puis **Gedeon** sur la **transmutation** et ses scénarios (avec aussi EDF, **Areva/Framatome-ANP** et **l'Andra**) et **Nomade** pour le **conditionnement** spécifique des éléments séparés et les cibles pour la transmutation (avec **Areva/Cogema** et EDF). Dans le cadre des recherches sur les axes 2 et 3, l'Andra et le CEA ont travaillé en étroite collaboration afin d'étudier le comportement des **colis** en situation de **stockage** et de garantir la compatibilité la plus efficace possible entre les stratégies d'**entreposage** apte à la **longue durée** et de stockage pour les colis de déchets à l'étude.

Afin d'assurer la coordination entre les axes et permettre les échanges scientifiques et techniques nécessaires, des comités techniques thématiques ont été mis en place dans le cadre de l'accord de partenariat stratégique entre l'Andra et le CEA. Pour cette même raison, les industriels, essentiellement EDF et Areva (Cogema et Framatome-ANP), partenaires traditionnels du CEA dans le cadre des accords de recherche existants, ont été également des acteurs importants. Ils ont permis d'enrichir les études de leur savoir-faire, notamment en matière

de gestion de colis primaires de déchets, et de leur retour d'expérience en ce qui concerne les entrepôts existants.

Sur le plan international, une collaboration s'est engagée, d'une part, avec le Japon (**JAERI, JNC**) qui poursuit des objectifs proches et, d'autre part, avec les instituts russes sur la séparation et les expérimentations de transmutation (dans le réacteur à **neutrons rapides** BOR 60, en particulier). Les recherches sur la transmutation se sont enrichies de collaborations expérimentales auprès du réacteur HFR à Petten, aux Pays-Bas. L'Institut des transuraniens (**ITU**) à Karlsruhe, en Allemagne, a contribué aux travaux sur les **actinides**. Des collaborations plus récentes avec les États-Unis (notamment avec les laboratoires de recherches dépendant du **DOE**) portent sur la séparation et les irradiations de **combustible**, et plus récemment sur les cycles, dans le cadre, notamment, du développement des systèmes nucléaires du futur.

D'importantes collaborations ont été menées dans le cadre des programmes-cadres européens de recherche et développement (**PCRD**) successifs. Elles ont pour principaux thèmes la séparation par voie aqueuse ou voie sèche (projet **Europart** du sixième programme-cadre consacré à l'étude de la séparation des actinides mineurs et qui a fait suite aux projets **Partnew** du cinquième programme-cadre et **Newpart** du quatrième), la transmutation (dont le projet **Eurotrans** du sixième programme-cadre, consacré à l'étude des **ADS**) et le comportement à long terme des colis de déchets.



Entrée de la galerie de démonstration d'une installation d'entreposage de longue durée de combustibles usés et de déchets nucléaires en subsurface, au Centre d'expertise sur le conditionnement et l'entreposage des matières radioactives (Cecer) de Marcoule.



A. Gouin/CEA

gestion nécessite cependant surveillance, maintenance et reprise des colis au terme de l'entreposage, autant de charges qui devront être assurées par les générations futures.

Compte tenu des entrepôts industriels récents existants, le besoin d'entrepôts conçus dès l'origine pour la longue durée pour les déchets de haute activité et les déchets à vie longue n'apparaîtrait que si la solution du stockage géologique n'était pas retenue. Dans ce cas, le choix du site d'entreposage et les études d'ingénierie restant à faire conduiraient à une réalisation à l'horizon 2015.

Le contexte international

L'entreposage est la pratique industrielle courante. À ce jour, aucun pays n'a mis en œuvre une politique de gestion à long terme des déchets nucléaires de haute activité. La Suède, la Finlande et les États-Unis s'engagent vers le stockage direct des combustibles usés dans une formation géologique profonde. Les États-Unis ont, pour leur part, commencé en 1999 à stocker des déchets de moyenne activité en profondeur (voir *Comment les autres pays gèrent-ils leurs déchets nucléaires*?, p. 75).

Les besoins accrus en énergie, la réduction nécessaire des émissions de gaz à effet de serre, la raréfaction des ressources naturelles en pétrole, énergie fossile, sont des facteurs qui pourraient conduire à un recours accru à l'énergie nucléaire au cours du XXI^e siècle. Cette tendance se manifeste déjà notamment dans certains pays comme la Finlande, la Chine et, dans une certaine mesure, aux États-Unis.

Quelles étapes après 2006 ?

Le CEA a participé et a présenté ses résultats durant le débat national récent sur la gestion des déchets radioactifs. L'espace d'accueil Visiatome, inauguré à Marcoule en 2005, participe à l'information du public sur les déchets radioactifs et l'énergie nucléaire.

Le CEA a publié à la fin de l'année 2005 les rapports finaux des recherches qu'il a pilotées, contribuant à apporter des éléments techniques permettant les décisions en 2006 sur les modes de gestion des déchets à vie longue.

Les constantes de temps associées à l'évolution de l'outil industriel existant sont très longues (typiquement 30 ans pour concevoir et réaliser un nouveau réacteur et 25 années pour une unité de séparation). Mais comme cela s'est produit dès l'origine du nucléaire, et comme

dans toute technologie, les progrès continueront à accompagner les développements industriels avec une succession d'étapes temporelles qui permettront des choix industriels et politiques lors des grands rendez-vous ultérieurs.

Ces étapes pourraient s'appuyer, en termes de recherche, sur les développements suivants :

- dans une perspective d'accompagnement de réalisations industrielles, poursuite des études sur la reprise et le conditionnement des déchets anciens, la réduction du volume des déchets, notamment de démantèlement ;
- développement de méthodes et de systèmes très complets de caractérisation et de contrôle des colis de déchets qui permettent de préciser les inventaires établis ;
- définition de filières de gestion à long terme pour tous les types de déchets ;
- étude et réalisation d'un stockage géologique pour les déchets ultimes ;
- spécification des colis de déchets ultimes destinés au stockage en lien avec les spécifications de stockage et étude du comportement à long terme de ces colis dans l'environnement du stockage ;
- démonstration de la faisabilité industrielle (à l'horizon 2025) de la séparation et de la transmutation des actinides dans un réacteur rapide ;
- début du déploiement du système industriel du futur (réacteur et usines du cycle à l'horizon 2040) permettant à terme de faire évoluer le déchet ultime.

Cette démarche de progrès par étapes s'inscrit dans le développement durable de l'énergie nucléaire, basé sur l'utilisation optimale des matières énergétiques. Le traitement des combustibles usés est la pierre angulaire de cette stratégie.

La France s'est engagée résolument dans cette voie depuis le début de l'énergie nucléaire et a développé et démontré les technologies industrielles de l'aval du cycle (traitement, recyclage, conditionnement performant des déchets ultimes), ce qui la place clairement en tête des autres pays dans ce domaine.

En tenant compte des décisions de 2006, le CEA continuera, dans ses domaines de compétences, à effectuer la recherche nécessaire en s'appuyant sur les acteurs scientifiques nationaux et en poursuivant les collaborations internationales.

> Charles Courtois

Direction de l'énergie nucléaire
Directeur de programme Recherche
pour la gestion des déchets
CEA centre de Saclay

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

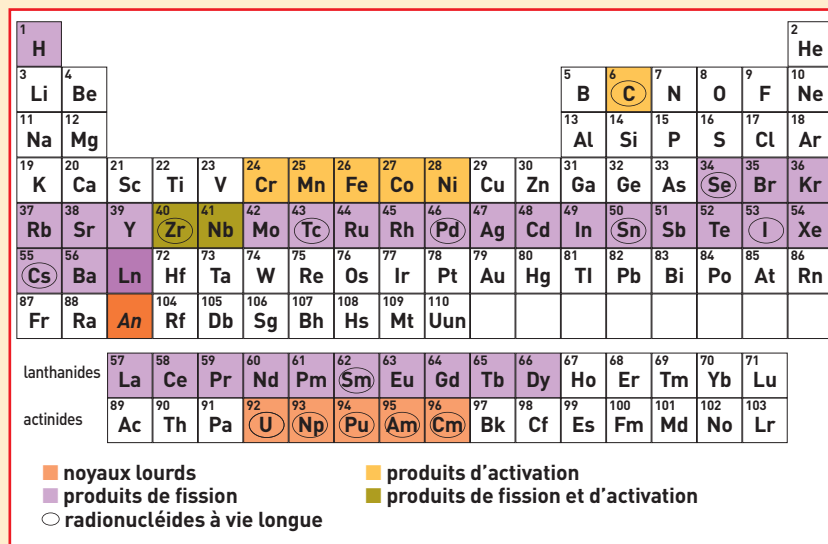


Figure 1.
Principaux éléments présents dans le combustible nucléaire usé.

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 usé 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

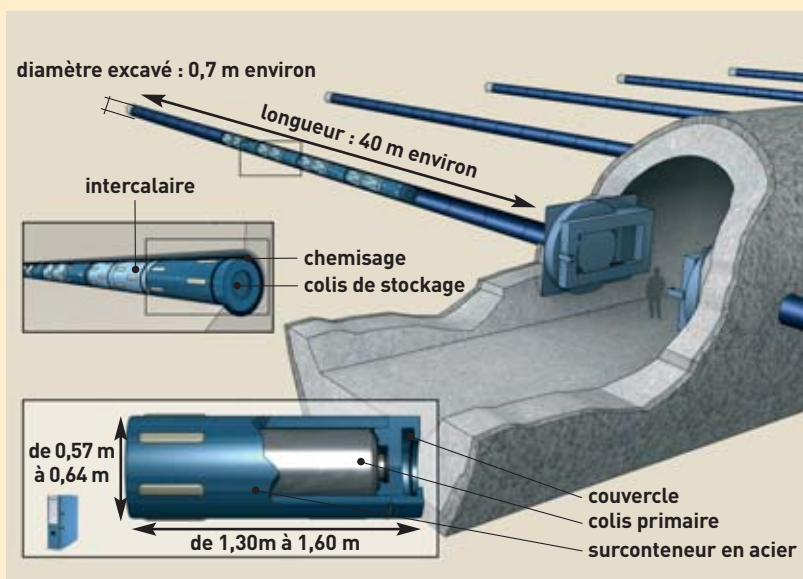
décroissance naturelle de la radioactivité (et donc de l'émission de chaleur des déchets de haute activité) avant une mise en **stockage géologique**. La longue durée s'entend sur des durées pouvant aller

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.

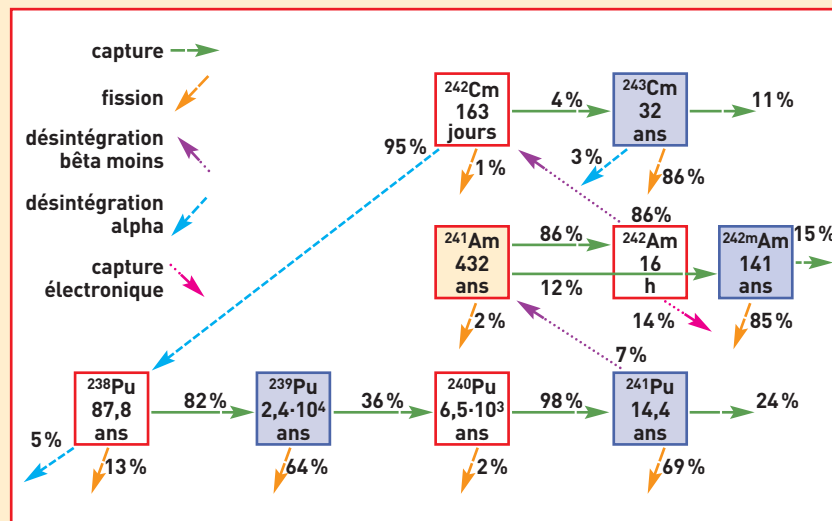


Figure.

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}mAm qui disparaît majoritairement par fission, et en ^{242}Am 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

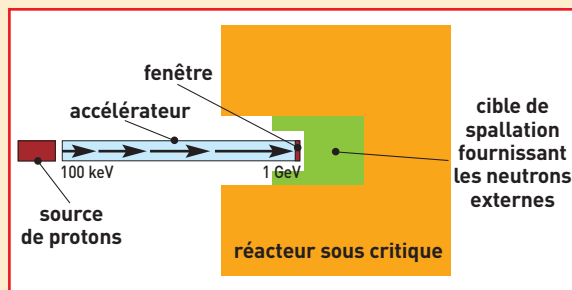


Schéma de principe d'un ADS.

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.