



L'entreposage industriel est-il apte à gérer la longue durée ?

L'entreposage de longue durée peut être un élément d'une stratégie de gestion à long terme. Deux approches sont alors possibles, qui ont leurs contraintes propres. Les études montrent que des installations conçues dès l'origine pour une durée allant jusqu'à trois cents ans pourraient être construites, mais que les entrepôts industriels les plus récents pourraient aussi exercer cette fonction en toute sûreté pendant au moins une centaine d'années, voire plus sous certaines conditions.



L'entrepôt E-EV-SE de déchets vitrifiés à La Hague. Cette installation a une capacité actuelle de 4 320 colis de déchets vitrifiés CSD-V (2 modules de 180 puits de capacité de 12 CSD-V chacun) qui pourrait être multipliée par 8 en construisant des modules supplémentaires. À cette capacité s'ajoute celle des ateliers de vitrification R7 et T7, capables d'accueillir actuellement 12 420 colis. Cette capacité pourrait être portée à près de 50 000 CSD-V en construisant les extensions prévues.

Dans le nucléaire comme dans tous les domaines industriels, l'**entreposage** assure une fonction "tampon" indispensable dans la gestion des processus. Pour la production nucléaire d'électricité, la chaîne standard de gestion des déchets part des **combustibles usés** – qui contiennent les déchets ultimes de **haute activité (HA)** et à **vie longue (VL)** – passe par le **traitement** (qui apporte un **conditionnement** performant des déchets) et se termine par le **stockage**. Cette dernière étape n'est disponible que pour les catégories de déchets dont la gestion à long terme est aujourd'hui assurée, soit, les déchets de **très faible activité (TFA)** et les déchets de **faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC)** (voir *Des solutions industrielles pour tous les déchets de faible activité*, p. 32).

Entre toutes ces étapes, les combustibles et les déchets conditionnés sont entreposés. La durée d'entreposage dépend, d'une part, d'un éventuel intérêt à refroidir les objets (cas des combustibles, qui attendent environ cinq ans leur traitement) et, d'autre part, de la disponibilité de l'ensemble des étapes de la filière de gestion. Ainsi, pour les déchets HA-VL et MA-VL, les plus actifs, les durées d'entreposage prévues sont de plusieurs dizaines d'années, car il n'existe pas, à l'heure actuelle, de modalité de gestion à long terme (encadré D, *De l'entreposage au stockage*, p. 50). Dans tous les cas, les entrepôts sont conçus pour être surveillés et garantir la sûreté de l'exploitation ainsi que la possibilité de ressortir les objets entreposés, l'entreposage étant par définition une fonction réversible. En France, cet entreposage est généralement réalisé sur le lieu de production. Au plan inter-

national, l'entreposage industriel est un mode de gestion pratiqué dans tous les pays possédant des installations nucléaires, tous disposant d'installations d'entreposage, centralisées ou sur les sites de production, en particulier en Allemagne, en Suède, en Suisse et aux Pays-Bas (voir *Comment les autres pays gèrent-ils leurs déchets nucléaires?*, p. 75).

L'entreposage industriel actuel

En France, après avoir été déchargés d'un des réacteurs du parc électronucléaire, les **assemblages** de combustible usé sont entreposés en deux étapes : d'abord sur le site des centrales, dans des piscines adjacentes aux bâtiments des réacteurs, puis, après transport, dans celles de l'usine **Areva** de La Hague (Manche) jusqu'à leur traitement.

Les combustibles, issus des réacteurs de recherche ou ceux résultant des études de R&D menées par le CEA, sont entreposés à sec dans des installations dédiées, à Marcoule ou à Cadarache, en attente de traitement ou d'un éventuel autre choix de gestion ultérieur. L'ensemble des capacités d'entreposage en piscine sur les sites des réacteurs et à La Hague est aujourd'hui suffisant pour satisfaire le besoin en entreposage intermédiaire avant traitement durant au moins les vingt prochaines années. En outre, l'extension éventuelle des capacités d'entreposage ne pose pas de problème particulier.

Les déchets de haute activité contiennent les matières non valorisables issues des combustibles usés (**actinides mineurs** et **produits de fission** qui représentent moins de 5 % du contenu d'un combustible **UOX** usé) et sont séparés lors des opérations de traitement des combustibles usés puis conditionnés dans une matrice vitreuse de haute intégrité.

Après une première étape de refroidissement, depuis la température de coulée du verre, le **colis** de déchets **vitrifiés** (ou **CSD-V** pour Colis Standard de Déchets-Vitrifiés) atteint son équilibre. Sa puissance thermique est de l'ordre de 1 à 2 kW, comparable à celle d'un radiateur électrique. Les colis sont entreposés sur le site même d'Areva à La Hague, dans les bâtiments où ils sont produits, ou dans l'installation appelée E-EV-SE (pour Extension d'Entreposage des verres – Sud Est) (figure 1).

Les déchets de **moyenne activité** à vie longue (**MA-VL**) ont une plus grande diversité d'origine et de nature.

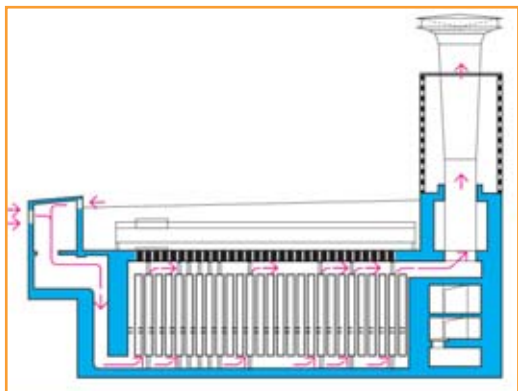


Figure 1.
Coupe de l'entrepôt E-EV-SE à La Hague. Le refroidissement est assuré par un système de ventilation naturelle des puits renfermant les conteneurs de déchets vitrifiés

C'est en effet à cette catégorie qu'appartiennent les éléments de structures métalliques des assemblages combustibles qui, en l'état actuel de la technique, ne sont pas recyclables (encadré B). Lors du processus de traitement, ces éléments sont tronçonnés en pièces de quelques centimètres (appelés **coques**), puis compactés sous très haute pression jusqu'à une densité proche de celle du métal pur. Ces galettes sont ensuite empilées dans des conteneurs standard, de dimensions identiques à celles des colis de déchets vitrifiés, les Conteneurs Standard de Déchets-Compactés (**CSD-C**). L'entrepôt ECC (pour Entreposage des Coques Compactées) est construit, tout comme E-EV-SE, selon un concept de dernière génération (figure 2). Sa capacité de 24 000 conteneurs peut être accrue en construisant des modules d'entreposage complémentaires. Or le nombre total de conteneurs produits pour le conditionnement des déchets issus du traitement des combustibles usés déchargés pendant 40 années de fonctionnement du parc devrait être inférieur à 50 000.

Mais ces colis issus du flux de combustibles usés ne représentent qu'une faible partie du volume de l'inventaire des déchets MA-VL français. Les autres origines de ces déchets sont en effet l'exploitation des réacteurs nucléaires, l'exploitation ou la maintenance courante des usines du cycle ainsi que les déchets issus des centres de recherche nucléaire constitués, pour l'essentiel, de **déchets technologiques**. Ces déchets sont entreposés sur leur lieu de production. L'essentiel des volumes de déchets MA-VL est constitué par les stocks "historiques" issus des premières générations du nucléaire en France (voir encadré A, p. 16, et *Des solutions industrielles pour les*

déchets de haute et moyenne activité à vie longue, p. 36). Les déchets existants sont entreposés après conditionnement en fûts pour nombre d'entre eux, mais une majorité reste actuellement à conditionner, ce qui s'inscrit dans des programmes en cours sur les principaux sites (voir *La gestion et le traitement des déchets nucléaires : entre héritage et anticipation*, p. 26). Certains colis, tels des fûts de bitumes conditionnés à Marcoule, ont donné lieu à des campagnes de "sur-colisage" et sont entreposés dans des installations dédiées comme l'EIP (pour Entreposage Intermédiaire Polyvalent).

Peut-on passer de 50 à 100 ans ou plus ?

Les entrepôts industriels récents ont été conçus au départ en se basant sur une durée de vie de 50 ans environ. La loi du 30 décembre 1991 a fixé pour objectif de mener des programmes de recherche dans le domaine de l'entreposage de longue durée (voir *Les recherches pour la gestion des déchets radioactifs : un processus de progrès continu*, p. 4). L'intention de ces actions de recherche est d'étudier la possibilité d'un mode de gestion des déchets à "moyen" terme (soit, ici, un à trois siècles ; voir, plus loin, *Comment rendre compatibles entreposage et longue durée ?*, p. 64).

A priori, au début des travaux de la loi, les moyens de remplir une telle fonction étaient soit de renouveler les entrepôts industriels à leur terme, soit de décider d'emblée d'être en capacité de gérer des périodes de plusieurs siècles en développant des concepts dédiés. Une voie médiane a été définie et exploitée à partir de 1998. Elle consiste à étudier la durabilité des entrepôts industriels les plus récents et à émettre des recommandations au cas où il serait souhaité d'étendre leur durée de vie. Des études ont été conduites en prenant en compte l'ensemble des conditions de sûreté à respecter, sur la base des référentiels d'analyse de sûreté en vigueur aujourd'hui.

Le cas de l'entrepôt de déchets vitrifiés E-EV-SE

Ainsi, par exemple, la question de la durabilité de l'entrepôt E-EV-SE mentionné plus haut a été examinée puisque c'est dans cette installation que refroidissent lentement les conteneurs de verre, au fur et à mesure que décroît la radioactivité des produits de fission à vie courte. Un groupe de travail a été constitué à cette fin en 1999-2000 et a rendu ses conclusions dès 2001. L'étude a mis en commun les compétences du CEA,



Figure 2.
Vue en coupe de l'installation ECC à La Hague : La zone d'entreposage est composée de quatre niveaux, de 2 m de haut environ, séparés par des planchers en béton. Chacun de ces niveaux est composé de 20 alvéoles séparées par une allée centrale.



chargé de la recherche en ce domaine, de **SGN**, concepteur de l'entrepôt, et de **Areva** (à l'époque Cogema) son exploitant. Elle a tout d'abord porté sur l'analyse des mécanismes qui pourraient affecter l'intégrité des colis de déchets vitrifiés. Deux points saillants ont été identifiés. D'une part, les caractéristiques de colis conçus pour présenter une grande stabilité en regard des durées très longues du stockage en couches géologiques présentent des atouts incontestables pour une gestion en entreposage séculaire. D'autre part, les risques éventuels sont essentiellement dus à la corrosion de l'enveloppe des colis. En pratique, celle-ci ne peut avoir lieu qu'en présence d'eau. Or, le dégagement thermique des déchets interdit la condensation pendant des durées longues, et donc la corrosion s'avère non significative pendant cette période.

L'analyse de durabilité de E-EV-SE a souligné trois points importants : la **passivité**, la séparation des fonctions et la robustesse. Sur le premier point, et bien qu'il

truites plus tard (extension, nouvelle installation) en "durcissant" encore la durabilité de l'entreposage. Ces recommandations concernent notamment la régulation des flux d'air de refroidissement et la conception des parties inférieures des puits d'entreposage.

L'entrepôt de coques et embouts compactés ECC

Un groupe de travail, similaire à celui constitué pour E-EV-SE, a été mis en place en 2003 afin d'analyser la durabilité de l'installation industrielle ECC. Il est parvenu au même type de conclusions, finalisées en 2004. L'aptitude à la longue durée de l'installation a été analysée en regard de trois éléments de l'installation : le colis, l'infrastructure et la ventilation. De plus, un scénario de perte de maîtrise technique a été examiné. L'analyse des risques de corrosion du CSD-C en conditions d'entreposage a été effectuée à partir de l'éva-

L'entrepôt EIP (Entreposage intermédiaire polyvalent) à Marcoule. La zone d'entreposage actuelle permet d'accueillir environ 12 000 colis de déchets bitumés répartis dans deux alvéoles. La capacité globale de l'installation peut être portée à 16 alvéoles.



puisse être encore amélioré dans une perspective de durabilité de plusieurs siècles, le concept présente un certain nombre de fonctions passives, dont la plus remarquable est le système de refroidissement des colis par **convection** naturelle. Trois caractéristiques illustrent la séparation des fonctions. Si les puits assurent le guidage, la tenue sismique et le confinement des conteneurs, c'est le radier qui assure le support. Le circuit d'air de refroidissement ne participe pas à la seconde barrière de confinement, ce qui évite de filtrer sur un fort débit et de créer des pertes de charges. Quant à la dalle, elle est constituée d'une structure mécano-soudée porteuse, protégée de la corrosion par le béton, qui assure par ailleurs la protection radiologique. La robustesse, enfin, est notamment assurée par la maintenabilité de certaines zones du génie civil (bardages extérieurs) et le dimensionnement de l'installation vis-à-vis des séismes.

En ce qui concerne les lents phénomènes de dégradation au cours du temps, comme la dégradation des bétons ou la corrosion des parties métalliques et, en particulier, le risque de corrosion des armatures, des mesures de prévention peuvent être prises (inspection, maintenance) et des réparations être effectuées, le cas échéant.

Cette analyse très complète a permis de montrer qu'une installation de type E-EV-SE présente les qualités fondamentales qui permettent d'envisager de l'utiliser une centaine d'années au moins. L'étude a bien évidemment aussi permis de proposer des voies pour renforcer encore la passivité et la robustesse, dans le cas où d'autres installations industrielles devraient être cons-

luation de la corrosivité de l'atmosphère au contact. L'ECC a été conçu pour garantir une atmosphère sèche, propice à la bonne conservation des CSD-C (humidité relative inférieure ou égale à 70 %, quelle que soit la puissance dissipée par les colis). Ainsi, les propriétés intrinsèques de l'acier, associées à la faible corrosivité de l'atmosphère d'entreposage et de l'atmosphère interne du colis, permettent de garantir le bon comportement du CSD-C vis-à-vis du risque de corrosion. De plus, la mise en œuvre d'un programme de surveillance sur des colis inactifs, représentatifs des colis actifs en termes de remplissage (simulants) et de gamme de fabrication, permettra de vérifier le bon comportement dans le temps des colis grâce à leur examen périodique. Sur la base des connaissances actuelles, en atmosphère contrôlée, il est donc possible de garantir qu'il n'y aura pas de corrosion significative des colis tant que les conditions qui précèdent seront maintenues. Dans ce contexte, atteindre et dépasser des durées d'entreposage de 100 ans ne soulève pas de difficulté particulière.

Un autre domaine d'investigation a été l'infrastructure du bâtiment. Les précautions prises à la conception (formulation du béton, majoration des ferrallages et des épaisseurs de béton protégeant ces derniers, limitation des taux de travail des aciers et protection des parements externes, bardages, enduits et isolation) renforcent la durabilité du génie civil. En outre, des blocs témoins de béton ferrallés entreposés au sein des alvéoles permettent la surveillance des zones inaccessibles et de décider, si besoin, des opérations de maintenance nécessaires.

Dans ces conditions et en se basant sur le retour d'expérience et les connaissances phénoménologiques aujourd'hui disponibles, il est raisonnablement possible d'annoncer que, sur une durée d'une centaine d'années *a minima*, les évolutions potentielles des propriétés du béton seront limitées et ne remettront pas en cause les fonctions attribuées au génie civil.

Afin de prédire le comportement des installations au-delà de cette durée, des modèles basés sur la connaissance de la phénoménologie et des cinétiques d'altération avec leurs conséquences sur les propriétés du béton (mécanique et transport) ont été élaborés. Les premières décennies de fonctionnement de l'entrepôt contribueront à les recaler le cas échéant.

La minimisation des charges aux exploitants actuels et futurs a été prise en compte dans le dimensionnement de l'ECC; ce principe participe à la sûreté sur le long terme. Le système de ventilation, avec un programme de maintenance simple, fonctionnera dans la longue durée. Dans les zones inaccessibles (ou non-remplaçables) comme les locaux d'entreposage et la cheminée, aucun système actif n'a été installé et le choix des matériaux a été optimisé pour garantir leur durabilité : carreaux en béton et cheminée en acier inoxydable.

Enfin a été examinée la perte de maîtrise technique correspondant, après 100 ans d'entreposage, à une situation d'absence humaine totale pendant quelques années. Cette situation apparaît sans conséquence grave puisque sans effet sur l'intégrité du béton (respect de la température maximale de 65°C) et parce que les **colis primaires** resteraient manipulables. En revanche, au-delà d'une dizaine d'années d'une telle situation, il n'est pas possible de garantir l'intégrité du colis et donc le confinement permanent des **radionucléides**. Toutefois, la perte de confinement de quelques CSD-C ne provoquerait pas de dissémination de matières radioactives notable ni d'impact sur l'environnement inacceptable. Les études ont permis de constater que les caractéristiques propres du colis contribuent à la sûreté de l'installation dans la durée : baisse de la puissance thermique et de la production des gaz de **radiolyse** avec le temps, performances de l'acier 316L constituant l'**enveloppe** des colis CSD-C, faible impact sur l'environnement.

Au total, cette étude permet de mettre en évidence les fortes aptitudes de l'installation en regard d'une durabilité de 100 ans au moins. En fonctionnement normal de l'installation, c'est-à-dire lorsque le système actif que constitue la ventilation est opérationnel, les choix de conception de celle-ci, des colis et du génie civil permettent, sur la base du retour d'expérience actuel, d'étayer une durée de vie prévisionnelle de cet ordre. La démonstration d'une durabilité supérieure à 100 ans pourrait être apportée dans l'avenir par l'amélioration des connaissances, en particulier en termes de retour d'expérience sur les bétons qui sera capitalisé dans les décennies à venir.

Des extrapolations déjà définies

Sous réserve, bien évidemment, qu'ils soient agréés périodiquement par l'Autorité de sûreté, il est possible d'avancer que les entrepôts de dernière génération offrent la possibilité d'une utilisation pendant une centaine d'années au moins. Par ailleurs, les capacités d'entreposage actuelles, pour les combustibles usés (UOX ou



L'entrepôt ECC à La Hague. Sa capacité de 24 000 colis standard de déchets compactés peut être accrue en construisant des modules d'entreposage complémentaires.

MOX) et les déchets HA-VL et MA-VL, permettent de satisfaire aux besoins estimés pour plusieurs dizaines d'années. L'exception la plus notable concerne les colis de déchets vitrifiés, pour lesquels des capacités supplémentaires seront nécessaires à l'horizon 2015 environ. Ainsi, l'entreposage industriel et sa prolongation dans le temps peuvent être considérés comme un élément de flexibilité dans la mise en œuvre des stratégies de gestion de l'aval du cycle. S'il était décidé de construire des entrepôts prévus d'emblée pour la longue durée, des extrapolations, déjà largement définies, des entrepôts industriels actuels pourraient permettre d'atteindre un tel but. L'entreposage des CSD-V, qui seuls nécessiteraient des augmentations de capacité significatives à court terme, pourrait être envisagé en priorité, le cas échéant.

> Jean-Guy Devezeaux de Lavergne

Business Unit Traitement
Areva

> Thierry Lièven

Direction de l'énergie nucléaire
CEA centre de Saclay



Vue extérieure de l'installation Cascad (CASemate CADarache) au CEA/Cadarache.

POUR EN SAVOIR PLUS

THIERRY LIÈVEN, "Les entreposages de longue durée", *Bulletin SFEN*, mars/avril 2005.

CATHERINE BAGANZ, (AREVA), JEAN-GUY DEVEZEAUX DE LAVERGNE (AREVA), MICHÈLE TALLEC (CEA), ELSA BRETON (CEA), "Safe And Durable Storage of Waste from Reprocessing in E-EV-SE and ECC Facilities", *ENC 2005*, Versailles, décembre 2005.

JEAN-GUY DEVEZEAUX DE LAVERGNE, DANIEL LEPOUTRE, GUY MAURIN, DANIEL IRACANE, JEAN-PAUL GRANDJEAN, ALAIN MARVY, "The Potentialities of a Modern Storage Installation with regards to very long Duration: the E-EV-SE Case", *Conférence Global 2001*, Paris, Septembre 2001.

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION, *rapport d'évaluation n°11*, juin 2005.

http://www.cea.fr/fr/sciences/dechets_radioactifs/

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

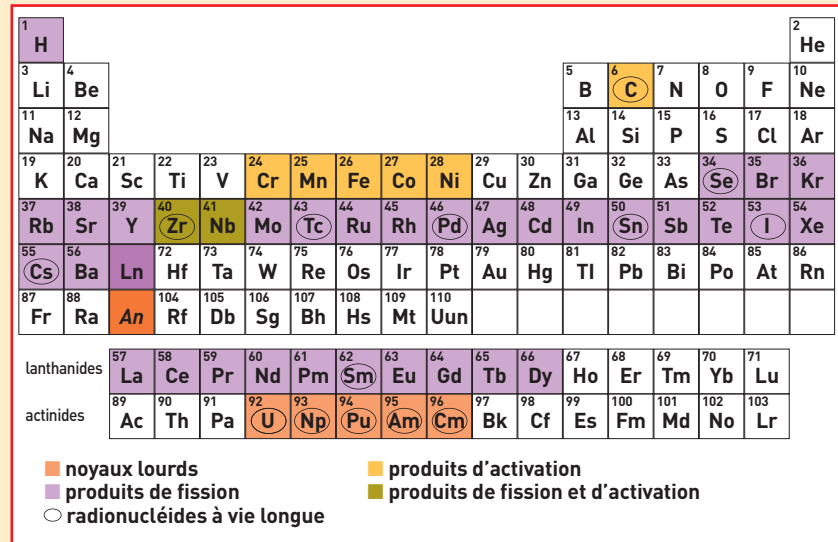


Figure 1. Principaux éléments présents dans le combustible nucléaire usé.

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	7,04·10 ⁸	1,05	10 300	0,74	6 870	0,62	5 870	0,13	1 070
	236	2,34·10 ⁷	0,43	4 224	0,54	4 950	0,66	6 240	0,05	255
	238	4,47·10 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	3,75·10 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.

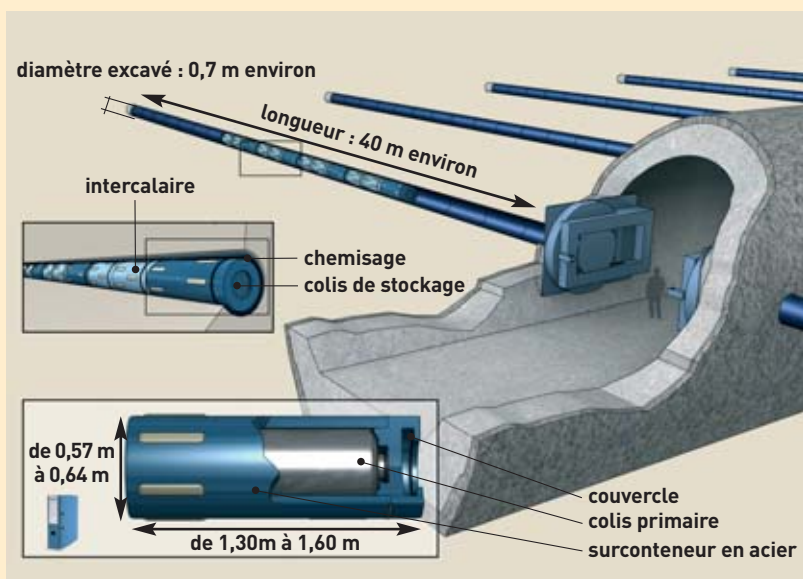
L'**entreposage de longue durée (ELD)** se conçoit notamment dans le cas d'une mise en œuvre différée dans le temps du stockage ou des réacteurs devant effectuer le **recyclage/transmutation** ou simplement pour tirer profit de la

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.

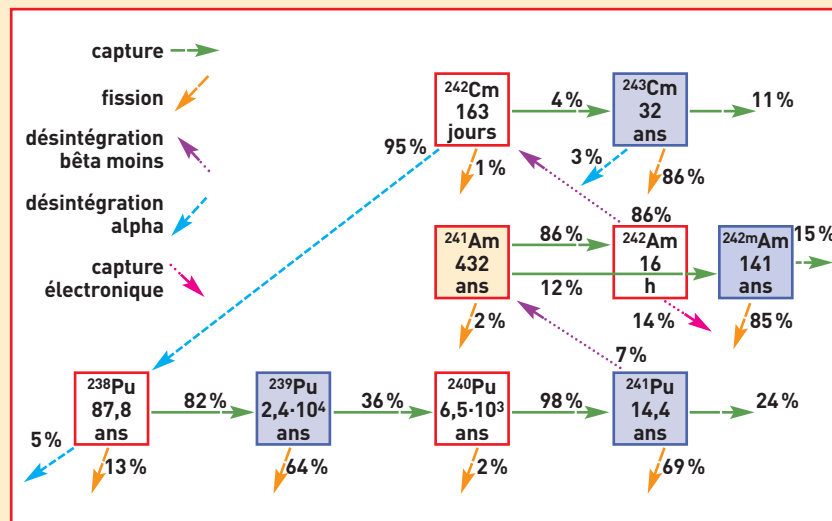


Figure.

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 $^{242\text{m}}\text{Am}$ 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

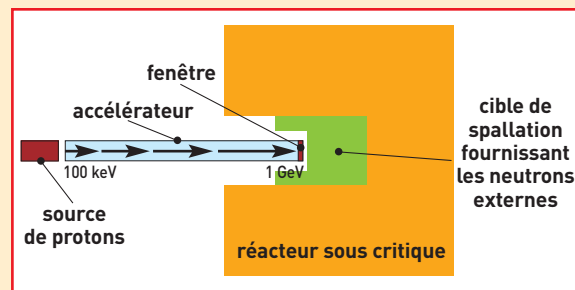


Schéma de principe d'un ADS.

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.