



Comment rendre compatibles entreposage et longue durée ?



Galerie d'activité de tests pour l'entreposage (Galatée) construite au centre CEA de Marcoule (Gard) pour l'étude de l'entreposage de longue durée de déchets "thermiques". Deux têtes de puits et un "château" de 170 tonnes, pour la manutention des conteneurs, apparaissent respectivement au premier plan et à l'arrière-plan.

Par définition temporaire, l'entreposage industriel est-il compatible avec la longue durée ? Suivant la façon dont on l'envisage, il peut être limité au minimum ou au contraire s'intégrer comme un maillon essentiel d'une solution à très long terme.

L'entreposage, dans toutes les industries, permet une souplesse et une flexibilité dans la gestion des produits concernés. Si on le conçoit de longue durée pour les **déchets nucléaires**, des questions se posent d'emblée : que veut dire "longue durée" ? Pourquoi un **entreposage de longue durée (ELD)** ? Qu'implique cette durée dans la conception et la réalisation des ouvrages ? Que va-t-on mettre dans un ELD ? Par définition (encadré D, *De l'entreposage au stockage*, p. 50), un entrepôt est un dépôt temporaire, les objets qui y sont entreposés doivent systématiquement être repris à l'issue de la période d'entreposage, qui n'a

pas vocation à devenir infinie, à la différence d'un **stockage géologique**. Par comparaison avec les installations actuelles, prévues par conception pour plusieurs dizaines d'années, la longue durée se différencie par le fait qu'elle concerne plusieurs générations. La durée de vie retenue pour les études a été fixée entre un et trois siècles. Pour répondre à cet enjeu, deux approches sont possibles : soit reconduire des entrepôts industriels tels qu'ils existent aujourd'hui, soit réaliser des installations directement conçues pour la longue durée.

La première a été abordée par l'étude des durées de vie des entrepôts industriels actuels. Le retour d'expérience et les études menées permettent de considérer un prolongement de cette durée jusqu'à une centaine d'années. Les recherches réalisées par le CEA se sont plus particulièrement concentrées sur la seconde option, c'est-à-dire sur une installation conçue pour une exploitation de 100 à 300 ans.

Pourquoi l'ELD ?

Si l'ELD n'est pas un mode de gestion définitif du fait de la reprise obligatoire des **colis**, il peut permettre, si besoin, une flexibilité dans la gestion des déchets. En effet, un ELD permet de conserver les déchets en sûreté dans l'attente de la disponibilité d'un **exutoire** ou pour une optimisation de la conception de celui-ci. Par exemple, si un stockage est prévu, attendre la baisse de la puissance thermique dégagée par les colis permet une limitation de son emprise.

Comment prendre en compte la longue durée ?

Trois cents ans, c'est trois siècles : entre l'an 1700 et aujourd'hui, notre pays, par exemple, a connu une croissance exponentielle, mais aussi des guerres, révolutions, des crises économiques... La prise en compte de la longue durée ne peut donc pas s'appuyer uniquement sur les performances techniques de durabilité des colis et des entrepôts mais doit aussi envisager les aléas sociétaux : c'est là toute l'originalité de l'ELD. Des scénarios relatifs à la sûreté dans la durée ont ainsi été définis. Le CEA a pris en compte des agressions externes des plus contraignantes (par exemple, en termes de chute d'avion) mais surtout retenu un scénario lié à l'environnement sociétal impliquant la perte de maîtrise technique.

Un entrepôt de longue durée, par essence même, est une installation qui doit rester sous le contrôle de la société. Celle-ci peut être confrontée à des difficultés l'obligeant à limiter ou à délaisser ce contrôle. Le scénario envisagé comprend l'interruption de toute action de maintenance sur l'installation et une surveillance limitée à la présence de gardiens, et ceci sur une période pouvant aller jusqu'à une dizaine d'années. Dans ces conditions, l'installation doit rester en sûreté et, le cas échéant, laisser à la société un délai suffisant pour lui permettre de mettre en place des actions correctives, avant que des conséquences graves n'apparaissent.

A. Gomin/CEA

Quels sont les objets à entreposer ?

L'objectif du programme de recherche est d'étudier la palette complète de solutions pour permettre tous les choix possibles en matière de stratégie de gestion. Les déchets concernés par la loi de 1991 sont les déchets **à vie longue**, incluant les déchets **MA-VL** (moyenne activité et à vie longue) et les déchets **HA** (haute activité ou déchets vitrifiés). Ont aussi été pris en compte les **combustibles usés** qui ne sont pas considérés en France comme des déchets mais qui peuvent faire l'objet d'un entreposage dans l'attente de leur **traitement** ou de stockage direct, option qui n'est pas celle choisie par ce pays parmi les différentes voies de gestion pour le combustible usé (figure 1).

Du fait des objectifs de reprise et, comme évoqué plus loin, des conséquences d'une éventuelle perte de maîtrise technique, il a été retenu d'entreposer des colis et non des déchets en vrac. La première étape consiste donc à en définir l'inventaire. La référence pour les études est le Modèle d'Inventaire de Dimensionnement (MID) de l'**Andra** (voir *Un inventaire qui se projette dans l'avenir*, p. 14, et l'encadré A, p. 16) qui permet d'assurer la cohérence des études menées sur les différents axes de la loi. Sont ainsi pris en compte des **colis primaires** (c'est-à-dire tels qu'ils sont issus de la production industrielle) de déchets MA-VL et HA ainsi que de combustibles usés. À partir de l'ensemble des éléments de réponse apportés aux questions initiales, la R&D menée par le CEA a permis de concevoir des entrepôts de longue durée et d'en montrer les performances. Elles doivent être celles d'un entrepôt industriel et, en outre, permettre la prise en compte de la sûreté dans la durée. Pour répondre à l'ensemble de ces exigences, les études s'appuient sur trois composantes principales. La maîtrise du vieillissement, d'abord : il faut connaître et modéliser les phénomènes de dégradation dans le temps des différents constituants d'un ELD. Il s'agit là de la partie *recherche stricto sensu* des études menées par le CEA. Il faut ensuite assurer la qualification des procédés qui seront utilisés lors de la réalisation et la démonstration des performances. Ce volet *développement* se traduit principalement par la création de démonstrateurs et de bancs d'essais intégrés. Enfin, la conception des installations et équipements permet, par l'intégration des résultats des deux autres composantes, la quantification d'indicateurs tels que la sûreté, les coûts et la durabilité.

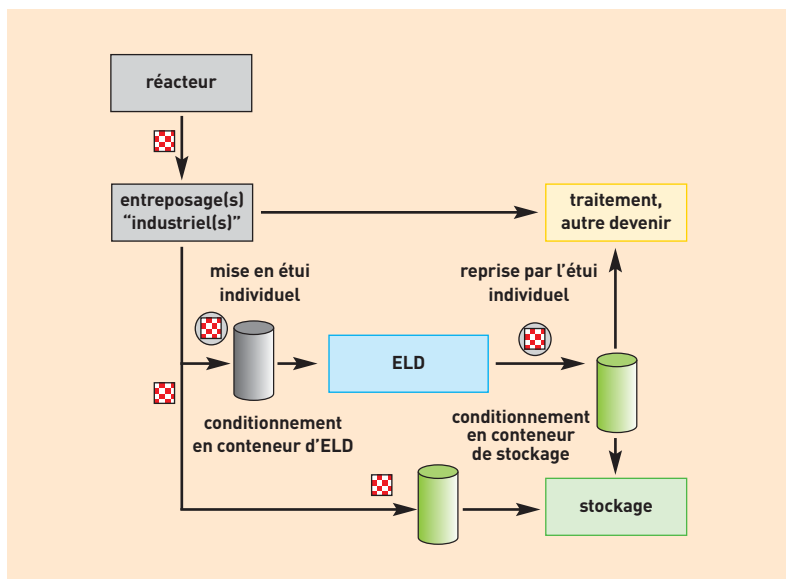


Figure 1.
Les différentes voies de gestion du combustible usé.

Quels principes de conception ?

De par l'ensemble des performances attendues, en particulier en cas de perte de maîtrise technique, un certain nombre de principes ont été retenus. Dès les premières étapes de conception sont pris en compte le vieillissement, par l'utilisation de composants dont on sait évaluer la dégradation dans le temps, ainsi que la surveillance et la maintenance, dans le cadre d'une limitation des charges laissées aux générations futures. La robustesse vis-à-vis des aléas s'appuie, d'autre part, sur une conception et une réalisation fondées sur les composants les plus simples et les plus passifs ⁽¹⁾ techniquement envisageables. Dernier principe : une inertie de l'installation la plus grande possible permettant de disposer d'un délai important entre la détection d'une anomalie de fonctionnement et l'apparition éventuelle de désordres pouvant compromettre la sûreté de l'installation pour la mise en œuvre d'actions correctives permettant le retour au régime nominal.

(1) Sous le terme passivité, il faut entendre le fait de faire appel à des composants fonctionnant naturellement et sans organe en mouvement.



Démonstrateur de conteneur d'entreposage capable de recevoir sept assemblages UOX (figure 3).

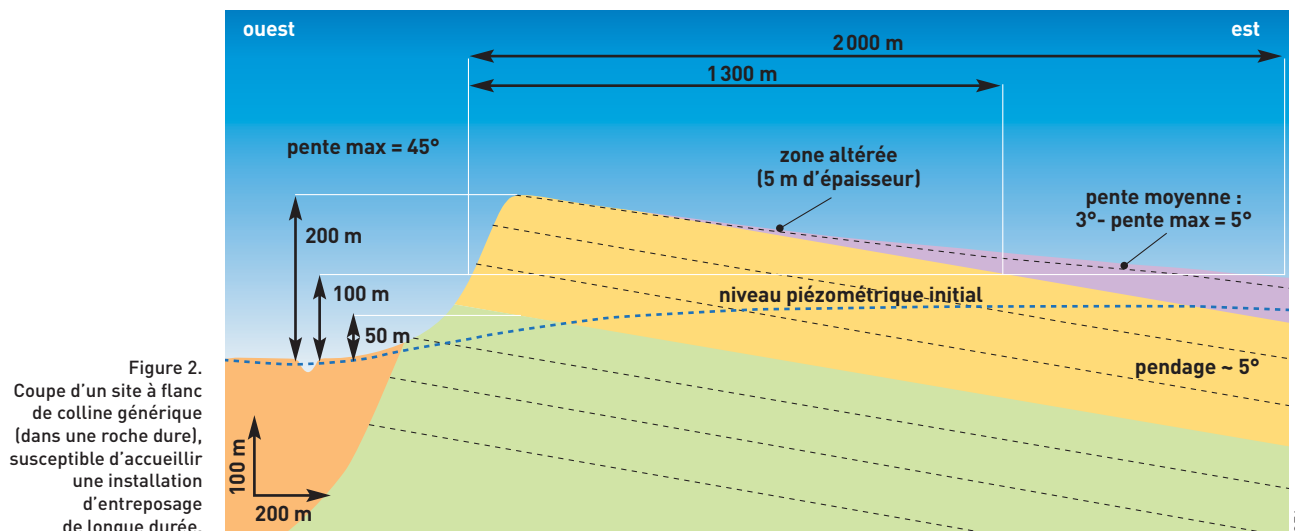


Figure 2. Coupe d'un site à flanc de colline générique (dans une roche dure), susceptible d'accueillir une installation d'entreposage de longue durée.

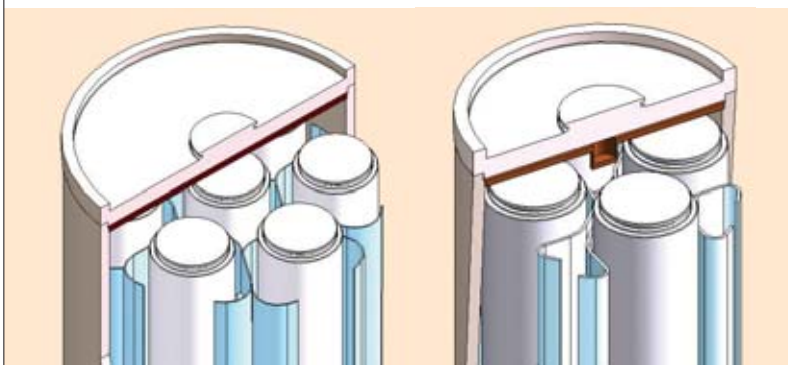


Figure 3. Concept d'un ensemble étuis + conteneur de 1,3 m de diamètre capable de recevoir 7 assemblages UOX ou 4 assemblages MOX, de 5,2 et 4,5 m de longueur et d'un poids total de 16 et 10 tonnes respectivement. Un couvercle en acier ferme le conteneur en fonte de 45 mm d'épaisseur avec une soudure de forte épaisseur par l'intermédiaire d'une couronne également en acier.

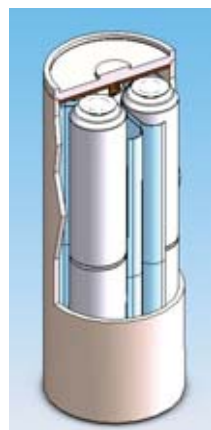


Figure 4. Colis de déchets de haute activité, comprenant 6 conteneurs standard de déchets vitrifiés (CSD-V), constituant chacun la première barrière de confinement, placés dans un conteneur de conception déclinée de celle prévue pour les combustibles usés (figure 3), de 1 m de diamètre pour une longueur de 2,9 m et un poids de 10 tonnes.

Des études de site génériques

À la demande du gouvernement, les études ont pris en compte deux types d'implantation pour l'ELD, en **surface** et en **subsurface**. Aucune localisation n'ayant été pressentie sur le territoire français, il a fallu définir des sites génériques, en particulier pour la subsurface. Dans ce cas, une implantation à flanc de colline dans une roche dure (granite ou calcaire) au-dessus de la nappe phréatique a été considérée, situation présente dans une large partie du pays (figure 2).

Les propriétés des colis primaires et des combustibles usés

Les colis primaires MA-VL diffèrent en termes de nature (composition chimique des déchets et des **matrices** d'enrobage), de type de **conteneur** (matériaux béton, acier) et de dimensions. Ils dégagent peu, voire pas de chaleur. Certains sont, en revanche, susceptibles de relâcher de faibles quantités de gaz.

Les colis HA sont les colis de déchets **vitrifiés** issus du retraitement. Il s'agit en majorité des CSD-V produits à La Hague. Ils sont étanches et dégagent une forte quantité de chaleur, en particulier pendant les premières années suivant leur production.

Les combustibles usés sont les **UOX**, les URE (combustibles à base d'oxyde d'uranium de retraitement

enrichi) et les **MOX**. Leurs dimensions sont équivalentes et ils dégagent une forte quantité de chaleur. La puissance thermique dégagée par les colis est en effet une des caractéristiques essentielles à prendre en compte dans la conception d'un ELD, car il faut l'évacuer pour limiter la température des colis.

C'est pourquoi les études portent d'une part sur les colis non-thermogènes (colis MA-VL) et, d'autre part, sur les colis thermogènes (colis HA et combustibles usés).

Quels choix de conception ?

La prise en compte des principes de conception décrits plus hauts a conduit à retenir un confinement des matières radioactives complètement statique et donc assuré entièrement par le colis entreposé. Ce choix se traduit par la mise en **étui** individuel et étanche des assemblages de combustible usé car il n'est pas possible de démontrer l'intégrité des gaines des crayons sur des durées séculaires. Il implique la mise en conteneurs étanches de ces étuis et des colis HA vitrifiés afin d'assurer une deuxième **barrière** de confinement, nécessaire en termes de sûreté (encadré C, p. 28). Il se traduit enfin par le regroupement de plusieurs colis primaires MA-VL dans un conteneur, l'ensemble assurant le confinement, tout en permettant l'évacuation des gaz issus des colis primaires évoquée plus haut. Les fonctions principales de l'infrastructure de l'entrepôt deviennent ainsi d'accueillir les colis, de les protéger des agressions externes, d'évacuer la puissance thermique et les gaz et de permettre la reprise des colis. Le CEA a donc conçu des étuis et des conteneurs ainsi que des infrastructures d'entreposage, et a démontré leur fonctionnalité et la durabilité.

Les conteneurs

Le concept "étuis et conteneur" pour combustibles usés est présenté sur la figure 3. De par l'équivalence thermique, le conteneur est conçu pour accueillir sept assemblages UOX ou seulement quatre MOX. L'étui individuel est réalisé en acier inoxydable soudé étanche. Il fait appel à des technologies industrielles maîtrisées. Le CEA a développé un conteneur en fonte qui peut être fermé par soudure de forte épaisseur par l'intermédiaire d'une couronne en acier. L'intérêt de la fonte réside essentiel-

lement dans l'homogénéité des objets (fond et couvercle solidaires) mais aussi dans son faible coût de fabrication. Pour vérifier la complétude des études et bien que ce ne soit pas la solution de référence, un conteneur de stockage pour combustible usé a été développé dans le cadre d'un accord Andra/CEA/EDF.

Pour les colis HA, le conteneur primaire constitue la première barrière de confinement. La seconde est apportée par un conteneur de conception dérivée de celle du conteneur de combustible usé et capable de contenir six **CSD-V** (3 sur 2 niveaux) (figure 4).

Pour les déchets MA-VL ont été développés un conteneur primaire en céramique pour déchets chimiquement agressifs et le conteneur externe en béton qui accueille un ou plusieurs colis primaires (figure 5). Ce conteneur, commun pour l'ELD et le stockage, a été conçu en collaboration avec l'Andra. Ses dimensions sont variables en fonction de la géométrie des colis primaires.

Les entrepôts pour combustibles usés et colis HA

En surface, les conteneurs sont entreposés à sec verticalement dans des casemates en béton sous une dalle (figure 6). Le refroidissement est assuré par convection naturelle (effet cheminée) et est donc entièrement passif. Les phénomènes de corrosion atmosphérique sont freinés en maintenant une hygrométrie de l'air faible et constante grâce à la chaleur dégagée par les conteneurs, certes refroidis mais de façon contrôlée afin d'éviter la condensation sur leur paroi. Ceci permet d'estimer l'épaisseur de la paroi corrodée au bout de 300 ans à 350 μm au maximum, à comparer aux 45 mm de celle du conteneur (0,8%). Les casemates sont de conception modulaire afin de s'adapter à l'inventaire et au flux de chargement. Le béton utilisé et les dimensionnements à la conception permettent d'avoir une stabilité des ouvrages sur les périodes attendues moyennant une surveillance et une maintenance classiques pour ce type d'ouvrage.

En subsurface, le site générique retenu est une colline accessible sur son flanc, ce qui permet un accès horizontal au réseau de galeries et de puits (figure 7) qui



Test de chute d'une hauteur de 6 m, réalisé au CEA/Cesta, d'un démonstrateur de conteneur en béton (commun à l'entreposage de longue durée et au stockage), destiné à recevoir 4 colis primaires de fûts bitume. Le couvercle est resté solide du corps et les principales dégradations ont été limitées à la zone d'impact.

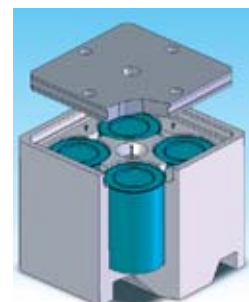


Figure 5. Conteneur en béton commun à l'entreposage de longue durée et au stockage, destiné à contenir un ou plusieurs colis primaires. Pour 4 fûts bitume, il a une section carrée de 1,54 m pour une hauteur de 1,40 m et un poids de 10 tonnes. L'épaisseur varie de 100 à 150 mm.

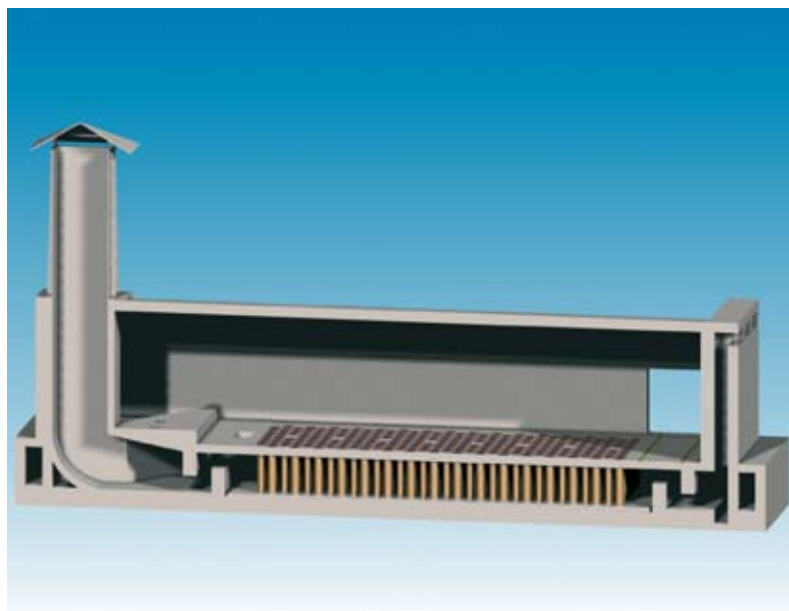
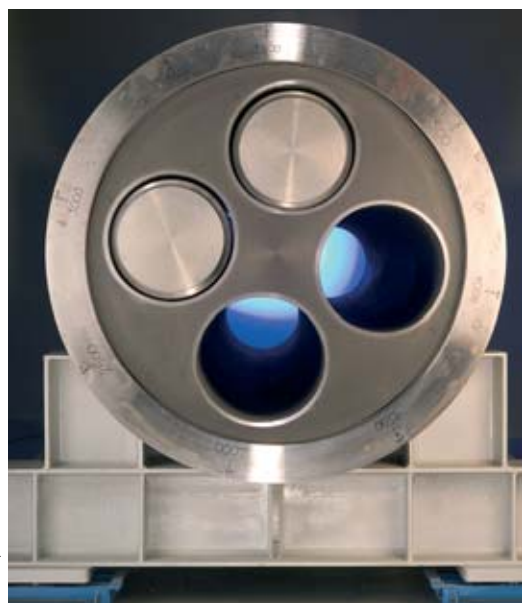


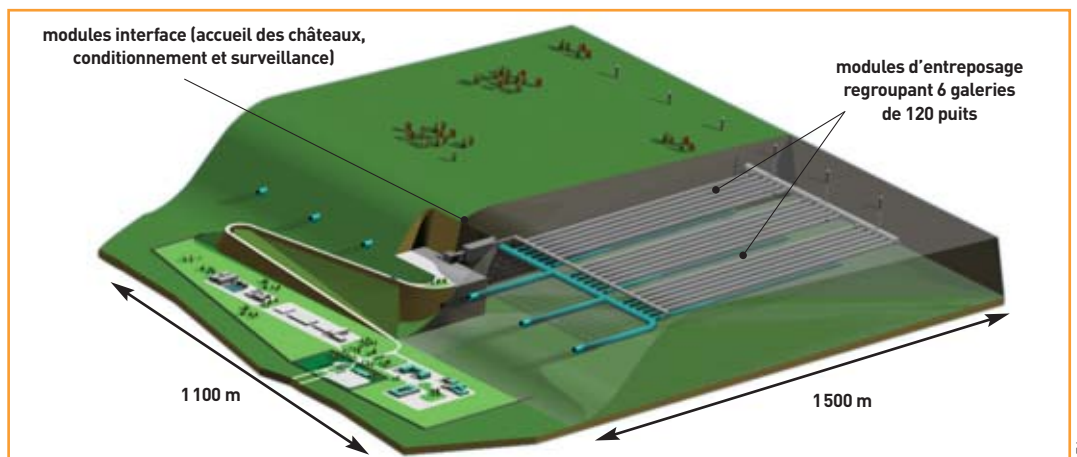
Figure 6. Concept d'entrepôt de surface pour l'entreposage à sec de combustibles usés et de colis de haute activité. Une casemate mesure 110 m x 50 m.



Conteneurs de stockage compatibles entreposage (la compatibilité est assurée par la présence d'un étui) pour 4 étuis d'assemblages combustible. Leur poids atteint 45 tonnes.



Figure 7.
Vue d'une installation
d'entreposage
en subsurface de colis
thermiques (déchets
de haute activité
ou combustibles usés).



accueilleront les colis (conception modulaire). Chaque puits contient deux conteneurs qui sont là aussi refroidis par convection naturelle. L'arrivée d'air froid se fait

par le bas du puits depuis une galerie inférieure, et l'air chaud est évacué par l'intermédiaire d'une galerie supérieure et de cheminées d'évacuation (figure 8).

HERA, une démonstration à l'échelle 1 d'un ELD

La démonstration des performances d'un **entreposage de longue durée** et des **conteneurs** s'appuie sur des réalisations et des expérimentations à échelle représentative des ouvrages. Le CEA a donc créé sur le centre de Marcoule une installation dédiée appelée HERA (Hall d'essais pour l'Entreposage des matières RAdioactives), qui comporte deux salles d'expérimentation et un tronçon de galerie de **sub-surface** appelée Galatée (pour GALerie Activités de Tests pour l'EntreposagE). Les halls regroupent les conteneurs réalisés dans le cadre du programme de démon-

stration, les bancs d'essais de fonctionnalité et de durabilité associés et les expérimentations thermo-aérauliques pour les entreposages. La galerie illustre l'ELD en subsurface, y compris dans ses aspects manutention, et accueille une expérience à l'échelle 1 sur le comportement d'une infrastructure réelle soumise à un chargement thermique.

Conteneurs

La réalisation des démonstrateurs de conteneurs a été effectuée en deux étapes. En 2002 ont été fabriqués les pre-

miers démonstrateurs fonctionnels : deux **étuis** et un conteneur d'entreposage pour **combustible usé**, des prototypes en polymère, acier émaillé et céramique pour déchets **MA-VL** chimiquement agressifs, et deux conteneurs en béton pour les **colis primaires** MA-VL. La seconde étape a vu la réalisation de démonstrateurs technologiques correspondant aux solutions de référence retenues : conteneur en céramique, conteneur en béton (commun **entreposage/stockage** développé en collaboration avec l'Andra), étui et conteneur pour l'entreposage du combustible usé. Pour vérifier la complétude des études, des conteneurs de stockage de combustible usé ont été réalisés en partenariat avec l'**Andra** et **EDF**.

L'ensemble de ces démonstrateurs, incluant des tronçons fermés, a été réalisé avec l'aide d'outils industriels et, après caractérisation et expertises (contrôles dimensionnels, d'homogénéité...), la première étape de qualification a été franchie. La fonctionnalité et la durabilité sont ensuite démontrées, soit par des expériences directes sur les objets (essais de chute de conteneurs MA-VL, par exemple, réalisés au CEA/Cesta) ou sur des échantillons de taille représentative.

Essais de fonctionnalité et de durabilité

Dans les halls d'HERA sont réalisés certains des essais de fonctionnalité et de durabilité. Pour les déchets HA et les combustibles usés, les études portent plus particulièrement sur les aspects liés à la corrosion et au vieillissement thermique. Le premier point est traité au CEA/Saclay qui a mené sa R&D sur les régimes de corrosion sèche et les régimes de corrosion atmosphérique pour aboutir à l'élabora-



Banc Bandy utilisé pour la mesure de la diffusion de l'hydrogène au travers du béton du couvercle d'un conteneur MA-VL. L'échantillon est emprisonné entre deux cellules respectivement remplies d'hydrogène (ou, pour des raisons de sécurité, d'hélium qui a un comportement équivalent) et d'azote. La mesure dans le temps de la concentration d'hydrogène dans le compartiment aval permet de définir le coefficient de diffusion de l'échantillon. Ce banc modulaire présente la particularité de pouvoir utiliser des échantillons représentatifs d'un conteneur par la taille, la formulation du béton, les armatures mais aussi de pouvoir de les mettre dans l'environnement réel que subirait un conteneur (mesure sans la cellule aval).

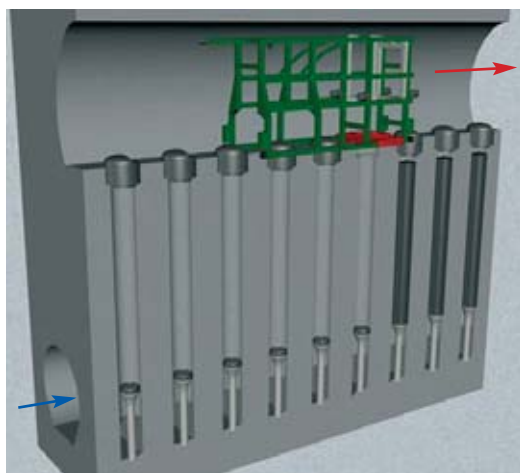


Figure 8.
Détail d'un ensemble de 9 puits d'entreposage de déchets de haute activité d'une hauteur de 14 m. L'arrivée d'air frais est indiquée en bleu, la sortie d'air réchauffé en rouge.

Le site assure naturellement la protection des colis vis-à-vis des agressions externes et, comme pour le concept de surface, la corrosion des colis est limitée par leur température.

Colis de déchets MA-VL

En surface, les colis de déchets MA-VL sont rangés dans des entrepôts du type de celui illustré figure 9, une dalle de protection radiologique pouvant être ajoutée pour les plus irradiants. L'évacuation des gaz est assurée de manière naturelle par des ouvertures et par la prise en compte du vent qui, même très faible, assure le renouvellement de l'atmosphère interne de l'installation.

En subsurface, les colis sont entreposés dans des fosses (figures 10 et 11) accessibles à partir des galeries de circulation. Les études s'appuyant sur un site générique, il n'est pas possible de démontrer l'efficacité d'une ventilation naturelle dans les puits et les galeries. La conception prévoit donc un système de ventilation forcée (ven-

tion de modèles dont les résultats sur le conteneur d'entreposage de combustible usé ont été rappelés plus haut. En ce qui concerne le vieillissement thermique, une plate-forme spécifique a été réalisée. Elle a pour objectif de suivre l'évolution des propriétés des matériaux métalliques (acier inoxydable, acier noir et fonte) soumis à un environnement en température sur une période de dix ans. Les résultats des essais réalisés sur des échantillons et des maquettes représentatives, commencés en 2002, confirment les modèles prédictifs.

Pour les déchets MA-VL, la démonstration concerne le colis primaire en céramique pour lequel un banc de durabilité est en cours de construction (les essais de recherche en laboratoire sur échantillons ont permis de conclure en la faisabilité de la solution testée) et le conteneur externe en béton pour lequel deux bancs spécifiques permettent de qualifier la diffusion des gaz au travers du couvercle (option de conception retenue) et la protection de colis primaires par le conteneur en terme d'agressions chimiques (chlorures). Les études de comportement du béton sont réalisées à Saclay.

Démonstration thermo-aéraulique

La démonstration du fonctionnement des entrepôts de longue durée peut schématiquement se résumer en la démonstration thermo-aéraulique (fonctionnement) et la démonstration de la durabilité des infrastructures. Ce dernier point est traité dans Galatée.

La démonstration thermo-aéraulique en surface (refroidissement transverse d'une casemate) est effectué à Grenoble sur la maquette représentative Valida. Pour la

subsurface, deux points sont à étudier : le puits et les galeries. Deux expériences de démonstration ont donc été réalisées : Prométhée, représentative d'un puits à l'échelle 1, pour mesurer les coefficients d'échange entre le conteneur et l'air du puits, et Sigal, maquette à échelle 1/20, mesure les pertes de charges aux intersections d'un réseau de galeries. Prométhée, initiée en raison de l'absence de données dans la littérature, a permis d'étudier les aspects thermiques liés à la convection naturelle dans un puits d'entreposage. Le banc d'essais est équipé d'un corps chauffant représentatif d'un conteneur, d'une enceinte correspondant au puits et d'un ensemble d'équipements de mesure (200 thermocouples et deux mesures de débit). Cette expérience a permis de déterminer les échanges convectifs entre le conteneur et l'air du puits. Ces résultats ont été intégrés dans les modèles de simulation du comportement des colis d'entreposage en puits.

Galatée

La démonstration de la durabilité d'infrastructures soumises à des chargements thermiques est réalisée dans un tronçon de galerie de subsurface représentatif d'un ELD pour combustible usé et colis HA. Cette galerie a en effet deux objectifs principaux, l'illustration et la démonstration. Le tronçon représente à l'échelle 1 la galerie supérieure qui permet la manutention des conteneurs et l'évacuation de l'air chaud sortant des puits d'entreposage (voir *Comment rendre compatibles entreposage et longue durée*, p. 64). Une maquette de l'engin de manutention permet de simuler le chargement d'un puits et de valider les choix de conception.

La seconde partie du tronçon est équipée

de capteurs noyés dans le béton et d'un système de chauffage dont l'objectif est d'avoir un air ambiant dont la température est de l'ordre de 80 °C, valeur maximale obtenue dans un ELD réel. La voûte sera ainsi soumise aux contraintes issues de cette température. Les capteurs (température, humidité, déplacement) permettront de mesurer l'évolution de la structure sur des échelles de temps de l'ordre d'une année. Un mur témoin permettra l'analyse physique de l'évolution du béton lui-même.



Plate-forme pour les essais de durabilité des matériaux métalliques soumis à un environnement en température. Les essais, commencés en 2002, ont pour objectif de suivre l'évolution des propriétés au fil du temps.

A. Gomin/CEA

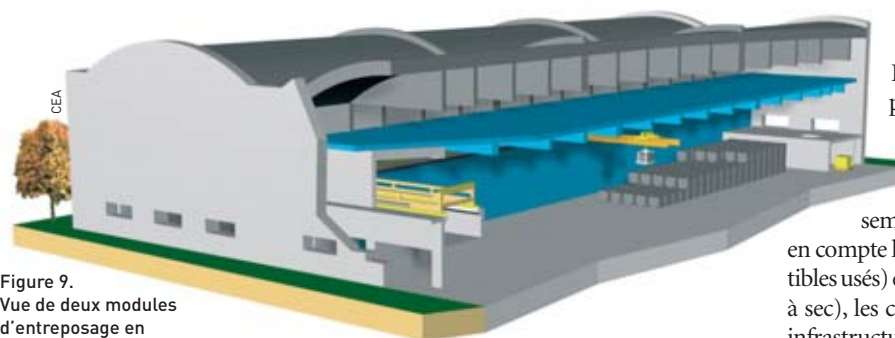


Figure 9.
Vue de deux modules d'entreposage en surface de conteneurs de déchets bitumés MA-VL. Les dimensions des bâtiments, de l'ordre de 300 m x 100 m x 20 m, s'apparentent à celles d'ouvrages d'art. Chacun contient entre 7 et 10 modules d'entreposage.

tilateurs mécaniques). Le temps de réaction à partir de la perte accidentelle de cette ventilation a été évalué à plusieurs mois en prenant un terme-source "gaz" estimé très largement. En cas de réalisation effective d'un ELD, les études de ventilation menées sur le site réel permettront éventuellement d'envisager une ventilation naturelle comme il en existe dans certaines grottes. La conception est là, aussi, modulaire.

De la recherche...

La durabilité d'un composant se fonde, d'une part, sur le retour d'expérience et, d'autre part, sur la connaissance de la phénoménologie et de sa cinétique d'évolution sur des durées séculaires. L'étude du vieillissement des constituants d'un ELD a donc pris en compte les colis primaires (HA, MA-VL et combustibles usés) en configuration d'entreposage (c'est-à-dire à sec), les conteneurs d'entreposage développés et les infrastructures. Cette recherche en laboratoire a permis d'établir et de valider des modèles de comportement pour l'ensemble de ces éléments (évolution des propriétés mécaniques sous irradiation ou chargement thermique, corrosion...).

... au développement...

L'objectif de cette composante de la R&D est de qualifier les procédés technologiques qui seront utilisés pour la réalisation des conteneurs et des entrepôts de longue durée. La première phase concerne la maîtrise de ces procédés (fabrication, fermeture...) par la réalisation de démonstrateurs représentatifs, la seconde la qualification de fonctionnalité et la dernière la démonstration de la durabilité. Une plate-forme de démonstration technologique a été mise en place sur Marcoule pour accueillir une large partie de ces développements (encadré).

... et à l'intégration

L'intégration concerne la conception par elle-même telle qu'elle est décrite plus haut mais aussi la quantification d'indicateurs, en particulier en termes de sûreté. Le CEA a établi des dossiers d'orientation de sûreté (qui définissent les objectifs et analysent la sûreté de l'installation vis-à-vis des risques internes et externes) et de technico-économie. Ce dernier aspect intègre évidemment le coût de réalisation des installations et de mise en conteneur mais aussi des coûts de fonctionnement. Pour les définir, les études ont intégré les opérations de surveillance et de maintenance qui font aussi partie de la démonstration de sûreté. L'ensemble des études de conception a été regroupé dans un dossier d'études de définition émis fin 2005.

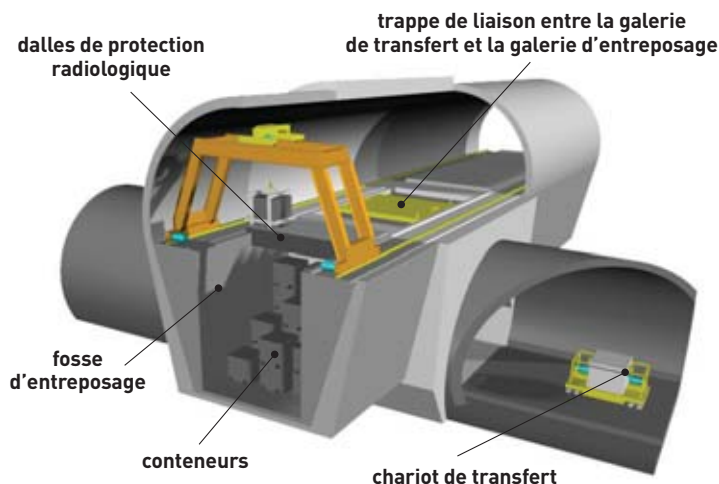


Figure 10.
Vue 3D de l'intersection de la galerie de transfert de conteneurs de déchets MA-VL avec une galerie d'entreposage dans un concept en subsurface (dimensions de section de galerie: 12 m x 13,5 m).

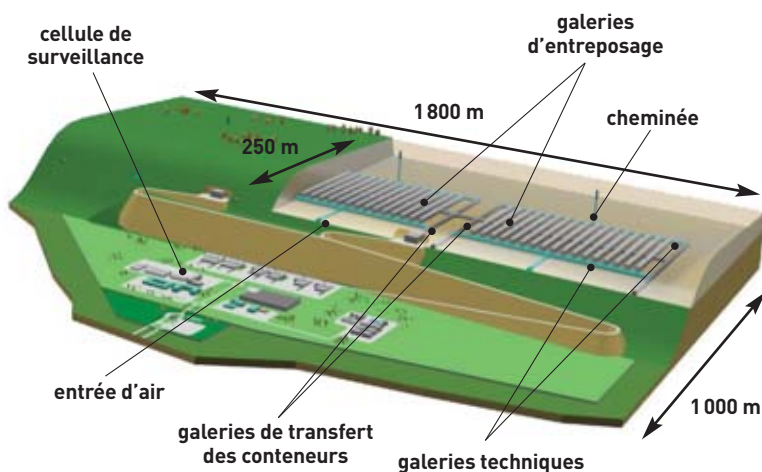


Figure 11.
Vue d'une installation d'entreposage de subsurface de déchets MA-VL composée de 3 tranches de 17 galeries (seules deux tranches sont visibles).

Une base de décision

Le programme de recherche, résultat du travail de plus de quinze départements du CEA et auquel ont participé des universités, des laboratoires, des bureaux d'études et des industriels, a permis de montrer que l'option entreposage de longue durée pour le combustible usé, les déchets HA et les déchets MA-VL est une solution dont la mise en œuvre peut être décidée. Cette démonstration, qui a pris en compte le retour d'expérience des entrepôts industriels actuels, s'appuie sur un ensemble de modèles prédictifs du comportement des constituants d'un ELD et la qualification des procédés qui seront mis en œuvre lors de la réalisation des ouvrages.

> Jean-Paul Silvy

Direction de l'énergie nucléaire
CEA centre de Valrhô-Marcoule

A Que sont les déchets radioactifs ?

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Que seront ces déchets demain ?

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

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

Le tableau 1 donne les nombres et volumes

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

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

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

Sous quelles formes se présentent-ils ?

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

B Les déchets du cycle électronucléaire

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

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

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

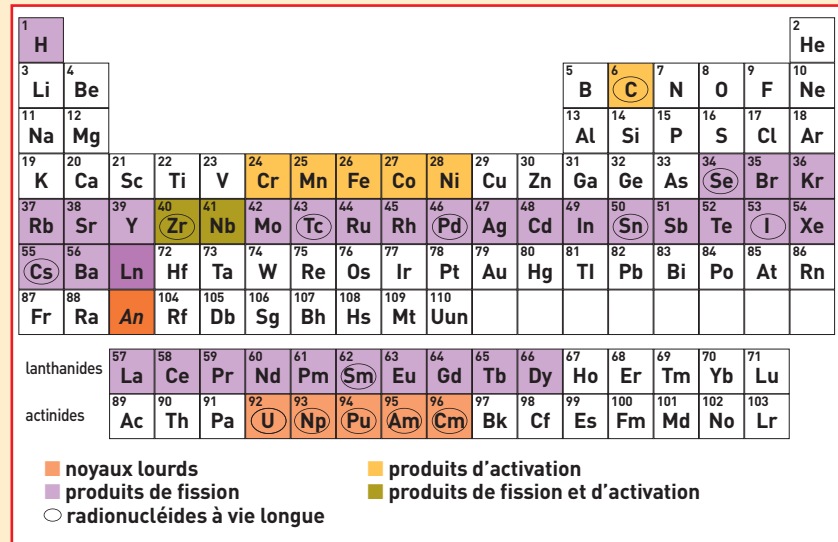


Figure 1. Principaux éléments présents dans le combustible nucléaire usé.

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

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

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

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

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

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

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

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



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

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

Tableau 2.

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

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

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

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

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

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

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

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

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



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

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

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

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

C (suite)

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

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

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

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

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

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

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



Démonstrateurs technologiques de colis MA-VL pour boues bitumées.

D De l'entreposage au stockage

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

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

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



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

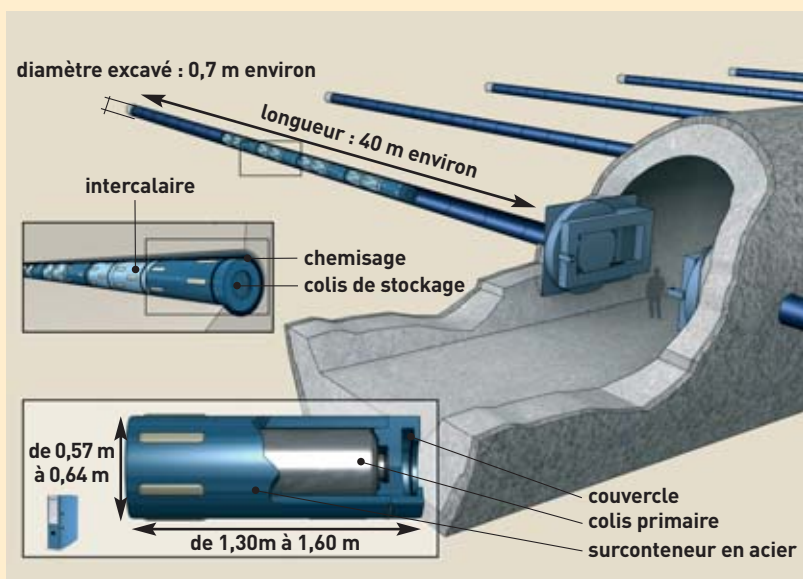
L'**entreposage de longue durée (ELD)** se conçoit notamment dans le cas d'une mise en œuvre différée dans le temps du stockage ou des réacteurs devant effectuer le **recyclage/transmutation** ou simplement pour tirer profit de la

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

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

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

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



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

E Qu'est-ce que la transmutation ?

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

E (suite)

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

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

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

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

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

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

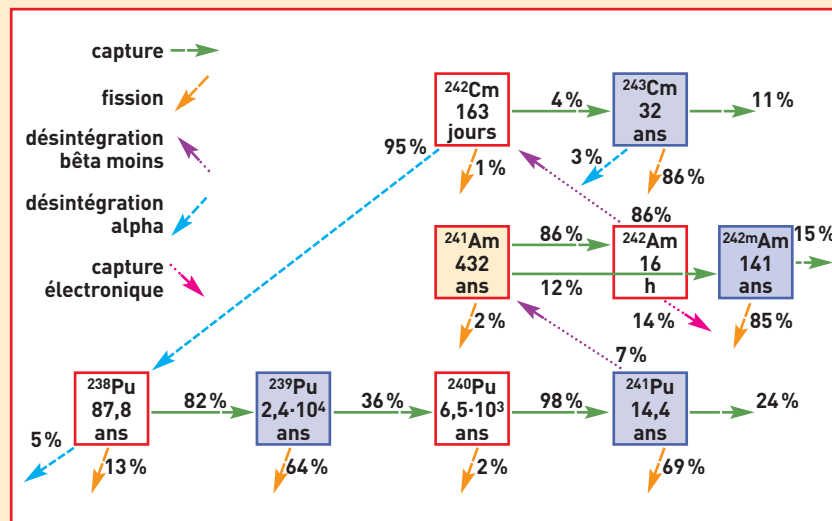


Figure.

Représentation simplifiée de la chaîne d'évolution de l'américium 241 dans un réacteur à neutrons thermiques (en bleu, les radionucléides qui disparaissent par fission). Par capture, ^{241}Am se transforme en ^{242}Cm 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

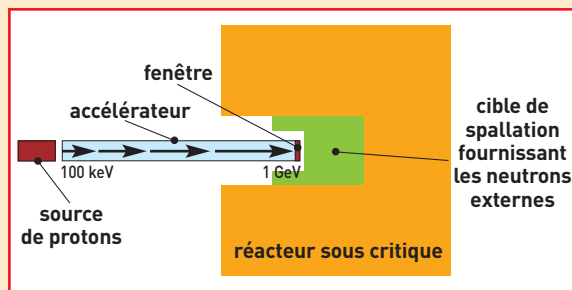


Schéma de principe d'un ADS.

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.