

+ annexes



annexe 1

la gestion des déchets radioactifs français et étrangers issus des combustibles usés dans les installations Areva de La Hague

le traitement recyclage des combustibles usés étrangers à La Hague

Démarrée en 1966, la première usine de traitement de combustibles usés de La Hague, UP2, a traité de l'ordre de 5 000 tonnes de combustibles usés de la filière française UNGG (uranium naturel graphite gaz, des réacteurs des centrales de Chinon, Saint-Laurent-des-Eaux et Bugey), à l'instar de l'usine UP1 de Marcoule (démarrée en 1957) qui a traité des combustibles de même nature.

Au début des années 1970, la France a décidé de se doter d'un parc électronucléaire de type eau légère, au combustible à uranium enrichi. L'usine UP2 de La Hague s'est alors adaptée à cette évolution (ateliers dits HAO en particulier), et sa capacité a permis de proposer cette prestation de traitement également à des clients étrangers, avec lesquels des contrats ont été signés à partir de 1971. Avec le démarrage des usines UP3 (1990) et UP2-800 (1994), ce sont 24 000 tonnes de combustibles usés de type eau légère qui ont été traitées pour recyclage à La Hague à fin 2008, dont environ 58 % pour la France, 23 % pour des clients allemands, 12 % pour des clients japonais, et le reste pour des clients belges, suisses et néerlandais.

Dès 1977, AREVA a fait figurer dans les contrats signés avec les électriciens étrangers des clauses de réexpédition des déchets issus des combustibles usés et conditionnés à l'usine de La Hague.

512 tonnes de combustibles usés étrangers ont été traitées et recyclées au titre de contrats antérieurs à 1977, ne comportant donc pas ce type de clause, soit 5% de la quantité de combustibles usés étrangers recyclés à La Hague à ce jour (et 2% de la quantité de combustibles eau légère recyclés à La Hague).

En 1991, le Parlement a adopté une disposition interdisant le stockage de manière définitive de déchets issus de combustibles usés traités en France [I].

L'article L. 542-2 du code de l'environnement (art.8 de la loi du 28 juin 2006 [II]) encadre le traitement des combustibles usés et des déchets radioactifs étrangers. Désormais, dans une volonté de transparence, l'introduction de combustibles usés ou de déchets radioactifs en France en vue de leur traitement est soumise à la signature d'accords intergouvernementaux publiés au Journal officiel de la République française (qui précise les périodes prévisionnelles de réception et de traitement de ces substances).

Cet article requiert également que l'exploitant d'installation de traitement de combustibles usés remette un rapport (rendu public sur internet) avant le 30 juin de chaque année aux ministres concernés (le premier a été réalisé en 2008), comportant l'inventaire des combustibles usés et des déchets radioactifs en provenance de l'étranger ainsi que des matières et des déchets radioactifs qui en sont issus après traitement.

Dans le cadre des dispositions de cette loi du 28 juin 2006 (codifiées aux articles L. 542-2 et L. 542-2-1 du code de l'environnement) et du décret n°2008-209 du 3 mars 2008 [III], AREVA a mis en place un système d'inventaire et d'expédition des déchets après traitement des combustibles usés en provenance de l'étranger dans les installations nucléaires de base (INB) de La Hague, approuvé par l'arrêté du 2 octobre 2008 [IV]. Il s'agit du système EXPER (pour « EXPÉdition des Résidus »), outil destiné à « répartir, parmi les déchets issus du traitement, ceux qui doivent être expédiés hors du territoire national et ceux qui relèvent d'une gestion à long terme sur le territoire national et d'attribuer à chaque destinataire la part qui lui revient » [III]. Les principes de répartition exigés par le décret d'application n°2008-209 sont détaillés au paragraphe 3 de cette annexe.

« Est interdit le stockage en France de déchets radioactifs en provenance de l'étranger ainsi que celui des déchets radioactifs issus du traitement de combustibles usés et de déchets radioactifs provenant de l'étranger. » Art. L.542-2 du code de l'environnement

« L'introduction à des fins de traitement ne peut être autorisée que dans le cadre d'accords intergouvernementaux et qu'à la condition que les déchets radioactifs issus après traitement de ces substances ne soient pas entreposés en France au-delà d'une date fixée par ces accords. L'accord indique les périodes prévisionnelles de réception et de traitement de ces substances et, s'il y a lieu, les perspectives d'utilisation ultérieure des matières radioactives séparées lors du traitement. ». Art L 542-2-1 du code de l'environnement

[I] Loi n°91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, dite loi Bataille.

[II] Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs. Les dispositions de cette loi ont été codifiées dans le code de l'environnement.

[III] Décret 2008-209 du 3 mars 2008 relatif aux procédures applicables au traitement des combustibles usés et des déchets radioactifs provenant de l'étranger.

[IV] Arrêté du 2 octobre 2008 portant approbation du système d'inventaire et d'expédition des déchets après traitement des combustibles usés en provenance de l'étranger dans les INB de La Hague.

Le conditionnement des déchets radioactifs ultimes issus des combustibles usés

Le traitement-recyclage des combustibles usés à La Hague consiste d'une part à séparer les matières (uranium et plutonium) et d'autre part les déchets radioactifs ultimes qui représentent l'essentiel de la radioactivité du combustible usé. Les matières sont recyclées sous forme de combustibles à l'uranium ou au plutonium (combustible MOX) afin d'être utilisées dans les réacteurs des électriciens. Les déchets radioactifs ultimes, quant à eux, sont conditionnés sous forme de colis, appelés résidus par AREVA permettant leur entreposage et leur transport dans les conditions de sûreté requises. Le conditionnement des déchets radioactifs ultimes est également conçu pour assurer de hautes performances de durabilité et de confinement à long terme en vue de leur gestion ultérieure.

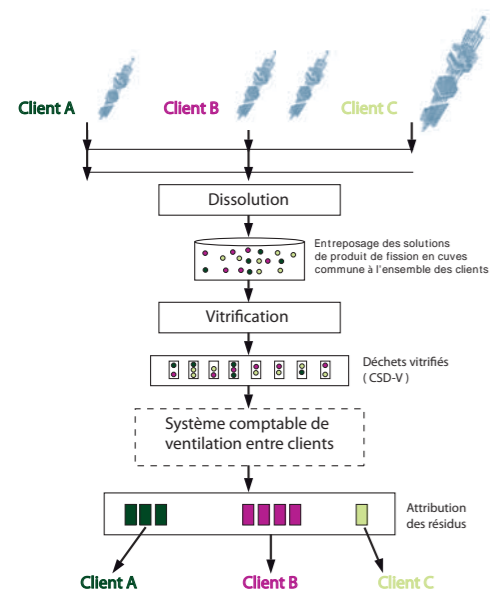
« Les déchets ultimes contenus dans les combustibles usés traités dans les installations de La Hague appartiennent à deux catégories : les produits de fission et les déchets de structure.

- **Les produits de fission** issus de la combustion nucléaire en réacteur sont séparés dans l'usine de La Hague des matières valorisables, puis calcinés et incorporés dans une matrice de verre. Le verre est coulé dans un conteneur standard pour constituer des colis de déchets vitrifiés, ce qui permet ainsi de conditionner sous forme compacte, durable et confinante la quasi-totalité de l'activité contenue dans les déchets ultimes. Tous les déchets concernés sont des déchets de haute activité (HA).
- **Les déchets de structure** sont les composants métalliques (tubes de gainage, plaques) assurant le maintien et le confinement du combustible, ainsi que les pièces d'assemblage (grilles, embouts) de ces premiers composants. Dans l'usine de La Hague, ils sont compactés et conditionnés en conteneurs standards pour constituer des colis de déchets compactés. Tous les déchets concernés sont des déchets de moyenne activité et à vie longue (MA-VL).

L'expédition de colis de déchets à leurs propriétaires étrangers au titre du traitement de leurs combustibles usés se fait donc en standard sous ces deux formes. » [IV]

Les produits de fission sont conditionnés en colis CSD-V (Conteneurs Standards de Déchets Vitrifiés) et les déchets de structure en colis CSD-C (Conteneurs Standards de Déchets Compactés).

Le fonctionnement du procédé en continu ne permet pas à AREVA de discriminer les flux de matière pour ses différents clients. En revanche, la comptabilité des substances radioactives en entrée et en sortie permet un suivi client par client. Le schéma ci-après présente les principes du système d'attribution des colis de déchets et illustre le cas de la gestion mutualisée des produits de fission.



Système d'attribution des résidus (colis de déchets) aux clients d'AREVA La Hague : cas des colis de déchets vitrifiés

[IV] Arrêté du 2 octobre 2008 portant approbation du système d'inventaire et d'expédition des déchets après traitement des combustibles usés en provenance de l'étranger dans les INB de La Hague.

le système de gestion comptable mis en œuvre à La Hague : le système EXPER

« Un exploitant qui assure ou envisage d'assurer le traitement de combustibles usés ou de déchets radioactifs provenant du territoire national et de l'étranger met en place des dispositifs permettant, eu égard aux technologies de traitement mises en œuvre, de répartir, parmi les déchets issus du traitement, ceux qui doivent être expédiés hors du territoire national et ceux qui relèvent d'une gestion à long terme sur le territoire national et d'attribuer à chaque destinataire la part qui lui revient. »

Décret 2008-209 du 3 mars 2008, article 2

Comme expliqué précédemment, AREVA a mis en place le système EXPER dans le cadre des dispositions légales et réglementaires [III], [III] et [IV]. L'arrêté du 2 octobre 2008 le définit comme suit : « il porte exclusivement sur le traitement des combustibles usés. Il a pour but :

- a) de régir l'attribution des colis de déchets conditionnés aux clients ;
- b) de suivre les échéanciers réalisés et prévisionnels, de la réception des combustibles usés à leur traitement, jusqu'à l'expédition des colis de déchets.

Ce système fait ainsi suite au système d'unités de résidus (ou système « UR¹ ») mis en place par AREVA au début des années quatre-vingt-dix. Il en reprend l'indicateur d'activité et lui ajoute un indicateur de masse ». [IV]

3.1 Principes de répartition du système EXPER

Les principes de répartition des déchets issus des combustibles usés après traitement ou de déchets provenant de l'étranger sur lesquels repose EXPER sont les suivants :

- égalité de l'activité radioactive entrante et sortante ;
 - égalité de la masse des substances radioactives entrantes et sortantes.
- Ces égalités portent sur les déchets à comptabiliser pour expédition.

Ce système comptable permet donc de déterminer :

- **l'activité** à expédier à chaque propriétaire. Celle-ci est exprimée en **UAR** (unité d'activité des résidus) et correspond à la quantité de néodyme, un produit de fission contenu dans les déchets ultimes, choisi pour sa représentativité de l'activité globale et sa capacité à être mesuré précisément ;

[III] Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs. Les dispositions de cette loi ont été codifiées dans le code de l'environnement.

[III] Décret 2008-209 du 3 mars 2008 relatif aux procédures applicables au traitement des combustibles usés et des déchets radioactifs provenant de l'étranger.

[IV] Arrêté du 2 octobre 2008 portant approbation du système d'inventaire et d'expédition des déchets après traitement des combustibles usés en provenance de l'étranger dans les INB de La Hague.

¹ Présenté dans l'annexe 1 de l'Inventaire national 2006.

- la **masse** à expédier, qui est exprimée en **UMR** (unité de masse des résidus) et qui correspond à la masse (en kg) des structures métalliques des combustibles usés.

« Ces déterminations sont réalisées notamment au niveau des combustibles usés en entrée et des colis de déchets en sortie. » [IV]

Dans son article 3, le décret du 3 mars 2008 [III] précise qu'« un exploitant qui assure ou envisage d'assurer le traitement de combustibles usés ou de déchets radioactifs provenant de l'étranger doit disposer d'un système de suivi des entrées de combustibles usés et de déchets radioactifs et des sorties de déchets radioactifs à expédier vers l'étranger. Ce système précise les quantités et la nature physique des substances par provenance, tient le décompte des déchets traités et organise leur attribution à chaque destinataire. Il enregistre les dates de réception de ces substances sur le territoire national, les périodes de leur traitement et les dates de sortie des déchets du territoire national. Il est adapté aux conditions d'application de chaque accord intergouvernemental ».

3.2 Mécanismes d'attribution des colis

Les attributions des colis aux clients sont effectuées dans le cadre de ce système.

« Avant la phase d'expédition, l'identification des colis concernés est appelée attribution. Le principe mis en place est l'attribution aux clients de colis de déchets correspondant en activité et en masse aux combustibles usés entrants, parmi l'ensemble des colis disponibles pour cette attribution. L'attribution est réalisée préalablement à l'expédition. Avant l'expédition, le client est propriétaire (crédeur) d'unités de comptes UAR et UMR. La règle générale est l'interchangeabilité des colis au sein de chaque catégorie. Ainsi, tout colis standard produit conformément à une spécification acceptée par le client lui est attribuable. La correspondance entre UAR (ou UMR) entrantes et sortantes est arrêtée à la fin des contrats (...) » [IV].

3.3 Gestion des comptes des clients

L'arrêté [IV] précise qu'AREVA « tient à jour pour chaque client de l'usine de traitement de La Hague des comptes sur lesquels lui sont allouées des UAR et des UMR. Ces comptes sont crédités et débités lors des différentes étapes du processus de traitement des combustibles usés.

Au plus tard au moment du début du traitement physique du combustible usé, les comptes du client sont crédités des unités d'activité et de masse correspondantes.

Au moment de l'expédition des colis (...), les nombres d'unités d'activité et de masse sont débités des comptes du client ».

I Audits du système comptable

« La mise en œuvre du système EXPER est effectuée au moyen de procédures qui définissent son fonctionnement, au sein du système qualité de l'usine de traitement de La Hague. Ces procédures de gestion reçoivent l'agrément des clients d'AREVA NC concernés. Elles donnent lieu à l'établissement d'une comptabilité par année calendaire pour les clients. Ceux-ci peuvent mandater un organisme indépendant du groupe AREVA pour vérifier la mise en œuvre correcte des procédures de gestion et certifier annuellement leurs comptes. L'application de ces procédures est audité chaque année par un organisme dédié pour le compte du ministère chargé de l'Énergie. »

Arrêté du 2 octobre 2008 [IV]

[III] Décret 2008-209 du 3 mars 2008 relatif aux procédures applicables au traitement des combustibles usés et des déchets radioactifs provenant de l'étranger.

[IV] Arrêté du 2 octobre 2008 portant approbation du système d'inventaire et d'expédition des déchets après traitement des combustibles usés en provenance de l'étranger dans les INB de La Hague.

les expéditions de déchets aux clients étrangers

4.1 Déchets visés à l'article L 542-2-1 du code de l'environnement

Dans le cas de La Hague, ces déchets, qui sont issus des combustibles usés, sont conditionnés en colis de type CSD-V et CSD-C.

En conformité avec l'arrêté du 2 octobre 2008 [IV], les colis CSD-V et CSD-C sont expédiés, respectivement, au titre de l'activité et de la masse des combustibles usés importés.



Colis de type CSD-V (à gauche) et de type CSD-C (à droite)



Retour des déchets vitrifiés au Japon

I Colis de type CSD-V

Le processus d'expédition des résidus aux clients étrangers a débuté en 1995 par les CSD-V, dans lesquels l'essentiel de l'activité des déchets ultimes contenus dans les combustibles usés est conditionné.

Comme cela est présenté dans le tableau 1, au 31 décembre 2007, la grande majorité des CSD-V (parmi le nombre total de colis produits ou à produire) revient à la France, compte tenu du fait que l'essentiel (79 %) de l'activité des combustibles étrangers traités a été expédié. Concernant les CSD-V revenant aux clients étrangers, il faut noter que les expéditions vers le Japon et la Belgique sont déjà soldées.



Emballage TN28 utilisé pour transporter les CSD-V vers la Belgique, les Pays-Bas et le Japon

Les clients étrangers entreposent actuellement les CSD-V livrés :

- soit en puits, dans des installations similaires à celles de La Hague (Rokkasho-Mura au Japon, Mol en Belgique, HABOG aux Pays-Bas, projet Almacen Temporal Centralizado ou ATC en Espagne) ;
- soit dans des emballages de transport et d'entreposage (Gorleben en Allemagne, Zwiilag en Suisse).



L'installation des déchets vitrifiés HABOG (pour « déchets radioactifs de haute activité » soit « Hoogradioactief Afval Behandelings - en Opslag Gebouw ») de COVRA aux Pays-Bas

I Colis de type CSD-C

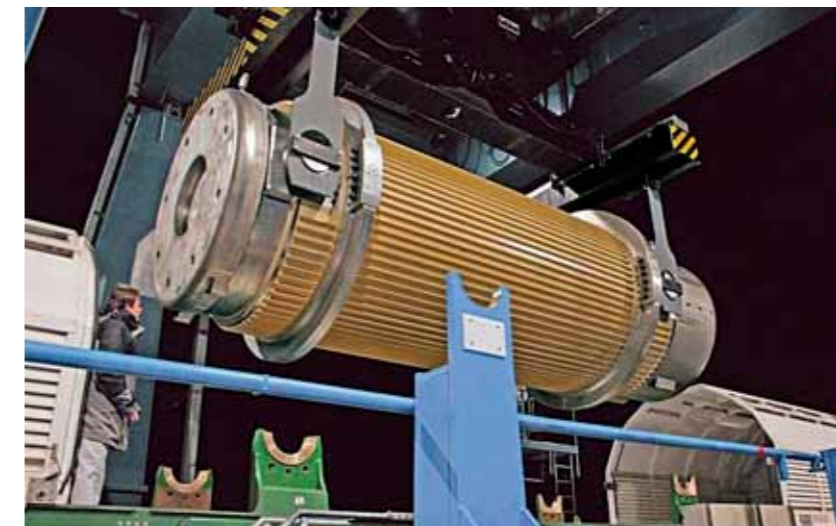
Les expéditions des premiers CSD-C sont prévues à partir de 2009.

Les estimations des parts revenant aux propriétaires français et de celles revenant aux clients étrangers sont présentées dans le tableau 1.

Pour les colis CSD-C, la part des colis restants à expédier est plus importante que pour les colis vitrifiés, dans la mesure où la priorité a été donnée par AREVA à l'expédition de l'activité, avant celle de la masse.



Coupe d'un colis CSD-C



Emballage TN81 utilisé pour transporter les colis CSD-C

Tableau 1 : estimation de la part de colis CSD-V et CSD-C revenant à chaque État (au 31 décembre 2007)

| | Nombre total de colis entreposés | Estimation du nombre total de colis à produire au titre des déchets non conditionnés entreposés | Quantité totale de colis produits ou à produire au titre des déchets entreposés | | Estimation de la part revenant aux propriétaires français au titre des combustibles usés traités avant le 31/12/07 (%) | Estimation de la part revenant à chaque État au titre des combustibles usés traités avant le 31/12/07 (%) | | | | | | | |
|--------------|----------------------------------|---|---|-----------------------------|--|---|-----------|----------|---------|--------|-------|----------|--------|
| | | | En nombre de colis | En volume (m ³) | | Allemagne | Australie | Belgique | Espagne | Italie | Japon | Pays-Bas | Suisse |
| CSD-V | 9 088 | 603 | 9 691 | 1 696 | 87,7 | 9,3 | 0,01 | 0 | 0,7 | 0 | 0 | 0,1 | 2,2 |
| CSD-C | 6 089 | 8 186 | 14 275 | 2 612 | 50,9 | 28 | 0 | 3 | 0 | 0 | 12,9 | 1,5 | 3,7 |

Ce tableau présente, conformément aux textes en vigueur :

- les quantités de colis de type CSD-V et CSD-C déjà produits et entreposés, ainsi que celles des colis à produire, au titre des déchets non conditionnés entreposés au 31 décembre 2007 ;
- l'estimation de la part France et des parts revenant à chaque État, de CSD-V et CSD-C (déchets radioactifs visés à l'article L. 542-2-1 du code de l'environnement) produits ou à produire, exprimées en proportion par rapport au nombre total de colis (produits ou à produire à partir des déchets entreposés au 31 décembre 2007).

Nota :

L'estimation du nombre total de colis à produire au titre des déchets non conditionnés entreposés au 31 décembre 2007 porte sur les combustibles déjà cisaillés à cette date. Au 31 décembre 2007, des combustibles en provenance de l'étranger se trouvaient dans les piscines de La Hague. Il s'agit de 6,2 tML de combustibles usés italiens, reçus en 2007 non encore cisaillés, au titre desquels, AREVA devra expédier 6 colis CSD-V et 6 colis CSD-C.

4.2 Autres déchets

Bien que les déchets radioactifs décrits dans cette section ne soient pas visés à l'article L. 542-2-1 du code de l'environnement, il est apparu néanmoins utile de les présenter.

En effet, pour certains contrats, AREVA dispose de droits d'expédition d'autres types de colis que ceux décrits précédemment. Les scénarios

en vigueur d'expédition de ces déchets concernent en premier lieu des colis de bitumes (les radioéléments sont confinés dans le bitume), des colis CSD-B (les radioéléments y sont vitrifiés) ou encore des colis « C5 » (les radioéléments y sont bloqués dans un matériau inerte). Ces types de colis sont produits pour conditionner certains flux de radioéléments du procédé.

Actuellement, ces radioéléments sont directement envoyés à la vitrification. Toutefois, une part des déchets produits est encore sous forme brute (en silos ou cuves) et fait partie des programmes de reprise et conditionnement des déchets « anciens » en cours de mise en œuvre. Le volume indiqué dans le tableau 2 est celui du scénario d'expédition actuel.

Tableau 2 : estimation de la part en volume des colis d'autres déchets (colis de déchets produits au titre des traitements internes de flux de radioéléments conditionnés en fûts de bitume, colis standards CSD-B ou colis C5) revenant aux producteurs français à la date du 31 décembre 2007

| | Nombre total de colis entreposés | Estimation du nombre total de colis à produire au titre des déchets non conditionnés entreposés | Volume total de colis produits ou à produire au titre des déchets entreposés (m ³) | Estimation de la part en volume revenant aux propriétaires français (%) |
|-----------------------|----------------------------------|---|--|---|
| CSD-B | 0 | 381 | | |
| Fûts de bitume | 10 912 | 0 | 7 942 | 93,2 |
| Colis « C5 » | 0 | 20 300 | | |

Ce tableau présente les quantités des « autres déchets » concernés par des expéditions selon les scénarios actuels d'AREVA. Comme précédemment, soit ces colis sont déjà produits, soit ils restent à produire (cas des nouvelles filières CSD-B et C5).

Enfin, pour un contrat relatif à un ancien réacteur de type « uranium naturel graphite gaz » (appartenant à la première génération de réacteurs nucléaires) sont spécifiées des clauses permettant l'expédition de déchets cimentés. La référence actuelle est de 177 fûts cimentés à expédier. Le conditionnement définitif peut toutefois évoluer vers des colis CSD-C.

annexe 2

les déchets engagés

L'Inventaire national n'a pas pour mission de définir des orientations de politique énergétique ; cette responsabilité appartient aux pouvoirs publics. Toutefois, comme dans l'Inventaire national 2006, il a été décidé pour cet Inventaire de présenter, selon deux scénarios simples, ce que pourraient être les volumes de déchets produits par l'ensemble des installations actuelles jusqu'à leur fin de vie. On désigne ces déchets par le terme de « déchets engagés ». Les estimations réalisées par l'Andra sur la base des données fournies par les producteurs dans le cadre de cet exercice, sont des ordres de grandeur, qui reposent sur des hypothèses qui pourront évoluer au fil des inventaires.

Comme indiqué dans le chapitre 3, les scénarios retenus dans l'Inventaire national pour cet exercice sont au nombre de 2 :

- scénario 1 : poursuite de la production électronucléaire avec traitement de tous les combustibles sauf certains combustibles civils (combustibles EL4 du réacteur prototype à eau lourde de Brennilis, combustibles du réacteur de recherche Osiris, divers combustibles expérimentaux, combustibles de la filière de première génération UNGG (uranium naturel graphite gaz) non traités à ce jour. Ce scénario est celui retenu par l'Inventaire national pour évaluer les quantités de déchets prévisionnels à fin 2020 et fin 2030 (voir sous-chapitre 3.2) ;
- scénario 2 : non renouvellement de la production électronucléaire conduisant consécutivement à l'arrêt du traitement des combustibles et au stockage direct des combustibles usés résiduels. Comme indiqué au chapitre 3, ce scénario n'a pas actuellement de réalité industrielle ; il est purement illustratif.

Il est rappelé, que ces deux scénarios reposent notamment sur les hypothèses suivantes :

- les réacteurs électronucléaires « engagés » sont au nombre de 59 : 58 réacteurs REP existants et 1 réacteur EPR à partir de 2013 ;
- la durée d'exploitation est identique pour tous ces réacteurs (40 ans) ;
- le recyclage des matières issues du traitement des combustibles permet l'alimentation de 4 réacteurs en combustibles à l'uranium recyclé (URE) et de 22 réacteurs en combustibles mixtes uranium-plutonium (MOX).

Dans le corps du présent rapport, et en particulier au chapitre 3, ont déjà été présentés en détail les volumes de déchets attendus à l'horizon 2030 pour le scénario de poursuite de la production électronucléaire (scénario 1) et les volumes de déchets de démantèlement postérieurs à cette date.

Dans le scénario 1, comme indiqué au chapitre 3, la production électronucléaire est stabilisée à 430 TWh/an nets (+ 13 TWh/an à partir de 2013, pour prendre en compte l'EPR de Flamanville). Cela suppose le remplacement progressif du parc actuel par un nouveau parc dont les conditions d'exploitation notamment en termes de combustibles sont voisines de celles d'aujourd'hui. Ce nouveau parc consomme les matières non recyclées dans le premier parc, mais les déchets qu'il produit ne sont pas comptabilisés car considérés comme non engagés à fin 2007.

Dans le scénario 2, la production électronucléaire décroît à compter de 2017 (arrêt du premier réacteur 900 Mégawatts) et l'option retenue consiste à ne pas séparer de plutonium qui serait sans emploi ultérieur. Ainsi, le traitement des combustibles cesse en 2019, date à laquelle (i) on dispose d'une quantité de plutonium suffisante pour alimenter les tranches MOX jusqu'au terme de leur durée de vie et (ii) les combustibles usés non traités deviennent des déchets.

Scénario 1 : poursuite de la production électronucléaire

I Déchets produits par l'exploitation et le démantèlement des réacteurs et des installations de l'amont et de l'aval du cycle

Le scénario 1 prend en compte les flux de déchets qui seront produits au-delà de 2030 par année de fonctionnement supplémentaire du parc d'installations nucléaires encore en exploitation à cette date.

Au delà de 2030, il reste environ 18 000 tonnes de combustibles à traiter (MOX et URE en mélange dans les combustibles UOX), conduisant ainsi à la production de 2 850 m³ de colis de déchets vitrifiés HA (ratio de production de 0,90 CSD-V/t) et à 2 900 m³ de déchets de structure compactés MA-VL (0,85 CSD-C/t).

À cela s'ajoutent (hors démantèlement) :

- pour les colis de déchets MA-VL, 260 m³ liés à l'exploitation des réacteurs REP encore en service et 850 m³ liés aux activités de l'aval du cycle (exploitation de l'usine de traitement des combustibles usés) ;
- pour les colis de déchets FMA-VC, 4 600 m³ produits par l'exploitation et la maintenance des réacteurs REP encore en service, 1 000 m³ issus des activités de l'amont du cycle (fabrication des combustibles) et 12 000 m³ induits par les activités de l'aval du cycle (traitement des combustibles usés) ;
- pour les déchets TFA, 3 000 m³ pour l'exploitation et la maintenance des réacteurs, 16 000 m³ pour les activités de l'amont et 10 000 m³ pour les activités de l'aval.

En ce qui concerne le démantèlement, le programme relatif aux centrales EDF de première génération ne sera pas achevé en 2030. On considère toutefois que les empilements, réflecteurs en graphite des réacteurs UNGG auront été démantelés, donc que la totalité des déchets FA-VL d'EDF est déjà comptabilisée avant 2030. On a par ailleurs supposé (voir chapitre 3) que le démantèlement des centrales REP actuelles ne sera engagé qu'au-delà de 2030 et conduira pour EDF à 6 000 m³ de déchets MA-VL, 250 000 m³ de déchets FMA-VC et 470 000 m³ de déchets TFA.

Les démantèlements des usines UP2-800 et UP3 de La Hague (50) et de l'usine Melox de Marcoule¹ (30) débiteront également après 2030. Leur volume est évalué par AREVA à 3 000 m³ de déchets MA-VL, 23 200 m³ de déchets FMA-VC et 30 500 m³ de déchets TFA².

Pour le démantèlement des installations de l'amont du cycle, AREVA a également procédé à des estimations qui conduisent à 5 000 m³ de déchets FMA-VC et 4 000 m³ de déchets TFA.

Déchets d'exploitation et de démantèlement produits par les autres activités

Les déchets issus des secteurs autres que l'électronucléaire induisent des déchets HA et MA-VL relatifs principalement aux activités de recherche du CEA civil et aux activités du CEA/DAM. On retient par convention pour ces secteurs d'activité, une date d'arrêt d'exploitation en 2040.

Les déchets HA issus du traitement des combustibles employés dans le cadre de ces activités sont négligeables devant les mêmes déchets produits par le secteur électronucléaire et représentent au plus quelques m³ par an. On comptabilise environ 50 m³/an (soit 550 m³ entre 2030 et 2040) de déchets divers MA-VL issus de ces activités hors démantèlement.

Par ailleurs, on peut évaluer en première approche que, hors démantèlements, 2 000 m³/an (soit 22 000 m³ entre 2030 et 2040) de déchets FMA-VC et 2 000 m³/an (soit 22 000 m³ entre 2030 et 2040) de déchets TFA, seront également produits par les activités de recherche du CEA civil et du CEA/DAM.

Les démantèlements après 2030 des installations sous responsabilité du CEA civil (dont usine UP1 (fin du démantèlement), réacteur G1 de Marcoule (30)) devraient produire environ 750 m³ de déchets MA-VL, 5 700 m³ de déchets FA-VL, 32 000 m³ de déchets FMA-VC et 115 000 m³ de déchets TFA.

Les démantèlements après 2030 des installations sous responsabilité du CEA/DAM (réacteurs CELESTIN, G2, G3 et Atelier tritium de Marcoule (30), installations de Valduc (21)) devraient produire environ 6 000 m³ de déchets FA-VL, 6 000 m³ de déchets FMA-VC et 20 000 m³ de déchets TFA.

On peut aussi supposer que l'industrie chimique utilisant des matériaux naturellement radioactifs continuera à engendrer des déchets radifères FA-VL, à hauteur de 100 m³/an, jusqu'à la date conventionnelle de 2040.

Le démantèlement des installations du Centre de stockage FMA de l'Aube devrait par ailleurs produire environ 200 m³ de déchets FMA-VC et 340 m³ de déchets TFA, selon les estimations actuelles.

Enfin, la médecine, l'industrie classique, la recherche hors CEA, la Défense nationale (DGA, SSA, armées, gendarmerie) devraient également continuer à produire des déchets radioactifs au-delà de 2030. On note toutefois, dans le domaine de la médecine et de l'industrie, une volonté de réduire les usages de la radioactivité (ainsi, le GESI, organisation regroupant les fabricants de détecteurs de fumée, s'est-il engagé à remplacer l'utilisation de sources à l'américium par des techniques ne faisant pas appel à la radioactivité). Dans ce domaine, les projections au-delà de 2030 sont donc particulièrement incertaines. On peut les fonder, conventionnellement, sur l'hypothèse d'une continuité des pratiques actuelles qui conduisent à des flux de déchets (FMA-VC essentiellement) négligeables devant ceux précédemment décrits.

En additionnant les quantitatifs précédents aux valeurs du bilan à fin 2030 (voir chapitre 3), on obtient pour les déchets engagés du scénario 1 :

Scénario de poursuite de la production électronucléaire (scénario 1) : volumes de déchets produits et à produire (démantèlements inclus) en m³ équivalent conditionné

| | |
|-------------------------------|------------------------------------|
| HA (déchets vitrifiés) | 7 910 dont 74 de combustibles usés |
| MA-VL | 65 300 |
| FA-VL | 164 700 |
| FMA-VC | 1 530 200 |
| TFA | 1 560 200 |

Nota :

Les volumes présentés ci-dessus sont arrondis à la dizaine de m³ pour les déchets HA, à la centaine de m³ pour les déchets MA-VL, FA-VL, FMA-VC et TFA.

¹ Les déchets de démantèlement de l'usine UP1 ne sont pas comptabilisés dans cette estimation mais dans celle relative aux installations du CEA civil.

² Ces déchets FMA-VC et TFA ont été évalués en tonne par AREVA, les volumes sont évalués sur la base d'un ratio défini par l'Andra.

Scénario 2 : non renouvellement de la production électronucléaire

Comme indiqué au chapitre 3, l'hypothèse d'une durée de vie prévisionnelle de 40 ans pour tous les réacteurs conduit à arrêter vers 2020 le premier de ceux qui sont aptes à recycler du plutonium sous forme de combustible MOX, et vers 2030 le dernier d'entre eux. À l'appui de l'échéancier de mise à l'arrêt définitif des 22 tranches « moxables » à ce jour, on peut calculer la quantité de plutonium qui serait nécessaire pour les alimenter jusqu'en fin de vie. Déduction faite des stocks existants à fin 2007 et compte tenu des apports liés au traitement à venir sur la base du flux annuel de 850 tonnes de combustibles UOX, les calculs réalisés par EDF montrent que c'est en 2019 qu'il conviendrait de cesser définitivement les opérations de traitement, dans l'objectif d'aboutir à un stock de plutonium séparé nul (c'est-à-dire hors plutonium contenu dans les combustibles usés³) en 2030, lorsque le dernier réacteur moxé s'arrêtera.

La conséquence d'un arrêt du traitement serait que tous les combustibles usés non traités à cette date deviendraient des déchets. Ainsi, en fin de vie du parc, la quantité totale de déchets HA « combustibles usés » s'élèverait à 27 950 tonnes : 27 350 tonnes de la filière REP (dont 2 900 tonnes de MOX), 420 tonnes de combustibles EPR et 180 tonnes de combustibles de la filière rapide (SUPERPHENIX). Par ailleurs, en 2019, date d'arrêt du traitement des combustibles usés, le stock d'uranium appauvri serait proche du stock à fin 2020 (voir sous-chapitre 3.2) soit environ 332 000 tonnes.

À partir de 2019, les installations de traitement ne génèreraient plus que des déchets de démantèlement. En revanche, les usines de l'amont du cycle et les réacteurs EDF encore en exploitation continueraient à produire des déchets FMA-VC et TFA, ainsi que quelques déchets MA-VL, jusqu'en 2052, date correspondant à l'arrêt de la dernière tranche mise en service (réacteur EPR Flamanville). Concernant les activités du CEA civil et du CEA/DAM, on considère comme négligeable l'impact sur les installations concernées de l'arrêt du traitement des combustibles usés en 2019 ; en conséquence, la date d'arrêt d'exploitation de ces installations est fixée conventionnellement à 2040, comme dans le scénario 1.

I Déchets produits par l'exploitation et le démantèlement des réacteurs, de l'amont et de l'aval du cycle

Pour les déchets générés par l'exploitation des réacteurs, l'amont et l'aval du cycle, compte tenu du nombre de réacteurs encore en exploitation à l'horizon 2020 (51), on peut estimer simplement les quantités de déchets (hors démantèlement) qui seraient produits à fin 2019 en retranchant des bilans à fin 2020, les quantités suivantes, correspondant à la production de l'année 2020 :

- 110 m³ pour les colis de déchets HA (sur la base du flux de traitement de 850 t UOX/an, associé à un ratio de conditionnement égal à 0,74 colis CSD-V par tonne de combustible traité) ;
- pour les colis de déchets MA-VL, 30 m³ produits par l'exploitation et la maintenance des réacteurs REP, 155 m³ produits par les activités de l'aval du cycle⁴ ;
- pour les colis de déchets FMA-VC, 3 600 m³ produits par l'exploitation et la maintenance des réacteurs REP, 100 m³ issus des activités de l'amont du cycle (fabrication des combustibles) et 1 200 m³ induits par l'aval du cycle (activité de traitement des combustibles) ;
- pour les déchets TFA, 2 300 m³ produits par l'exploitation et la maintenance des réacteurs REP, 1 600 m³ par les activités de l'amont du cycle et 1 000 m³ par les activités de traitement.

Pour les déchets produits par l'exploitation des réacteurs et les activités de l'amont du cycle, s'ajouteraient aux déchets à fin 2019, les déchets produits au *prorata* du nombre de réacteurs encore en exploitation entre 2020 et 2052 (le nombre de réacteurs en exploitation diminuant au cours du temps jusqu'à s'annuler en 2052, date d'arrêt du réacteur EPR de Flamanville), soit :

- 430 m³ de colis de déchets MA-VL, 25 000 m³ de déchets FMA-VC, 16 100 m³ de déchets TFA produits par l'exploitation des centrales EDF ;
- 565 m³ de déchets FMA-VC et 9 133 m³ de déchets TFA liés aux activités de l'amont du cycle⁵.

Enfin, s'ajouteraient à ces déchets d'exploitation, les déchets de démantèlement post-2020 produits par ces trois secteurs d'activité, soit :

Pour les centrales nucléaires:

- 6 700 m³ de déchets MA-VL
- 17 000 m³ de déchets FA-VL
- 290 000 m³ de déchets FMA-VC
- 505 500 m³ de déchets TFA

Pour les installations de l'amont du cycle :

- 5 000 m³ de déchets FMA-VC
- 83 400 m³ de déchets TFA

Pour les installations de l'aval du cycle :

- 3 400 m³ de déchets MA-VL
- 28 000 m³ de déchets FMA-VC
- 36 400 m³ de déchets TFA

⁴ 133 m³ correspondent aux colis de déchets compactés générés par le flux de traitement de 850 tonnes (base 0,85 CSD-C/t) ; le solde (22 m³) intègre 12 m³ de déchets cimentés et 10 m³ de déchets technologiques alpha induits par le traitement ; les flux relevant de l'activité de traitement prennent en compte les prévisions d'AREVA, dont l'intention est de réduire le volume des déchets en augmentant la part de ceux qui seraient compactés ; on a par ailleurs considéré comme négligeable le volume issu du traitement des effluents (déchets conditionnés dans une matrice bitume).

⁵ Ces volumes ont été évalués par l'Andra sur la base des flux actuels donnés par AREVA. Les déchets de l'amont du cycle, induits par la fabrication des combustibles EPR, ne sont pas comptabilisés en raison de leur quantité marginale.

³ Y compris les combustibles RNR de Superphénix dont le traitement n'est pas engagé à cette date et dont la quantité de plutonium (équivalent à une année et demie de traitement UOX) était considérée, dans l'Inventaire national précédent, comme ressource mobilisable à cette échéance, expliquant ainsi la date de 2017.

I Déchets d'exploitation et de démantèlement produits par les autres activités

Au-delà de 2030 et jusqu'en 2040 (date d'arrêt d'exploitation fixée conventionnellement pour l'ensemble des installations du CEA et du CEA/DAM), les activités de ces deux organismes généreront, en production courante (hors démantèlements) environ 200 m³ de déchets divers MA-VL, 5 000 m³ de déchets FMA-VC et 10 000 m³ de déchets TFA. S'ajouteraient à ces déchets, les déchets de démantèlements post-2030 présentés aux chapitres 3 et 4.

On suppose par ailleurs, comme dans le scénario 1, que l'industrie chimique utilisant des matériaux naturellement radioactifs continuerait à engendrer des déchets radifères FA-VL, à hauteur de 100 m³/an, jusqu'à la date conventionnelle de 2040.

Comme dans le scénario 1, environ 200 m³ de déchets FMA-VC et 340 m³ de déchets TFA, selon les estimations actuelles, sont comptabilisées pour le démantèlement du Centre de stockage FMA de l'Aube.

Pour les autres installations (installations de recherche, installations militaires, hôpitaux, laboratoires, industries classiques), il n'est pas possible de définir une date d'arrêt unique, ni de procéder à une évaluation individuelle de la durée de chacune. L'hypothèse du scénario 1 (continuité des pratiques actuelles conduisant à des flux de déchets [FMA-VC essentiellement] négligeables devant ceux précédemment décrits) est conservée.

I Les déchets engagés du scénario 2 sont donc obtenus :

- en retranchant les quantités relatives à l'année 2020 des valeurs des bilans à fin 2020 pour les déchets produits par l'exploitation et la maintenance des réacteurs et les activités de l'amont et de l'aval du cycle ;
- en ajoutant aux déchets produits à fin 2019, les déchets produits dans le cadre de ce scénario entre 2020 et 2052 par l'exploitation des réacteurs et l'amont du cycle ;
- en ajoutant aux valeurs des bilans à fin 2020 les déchets de démantèlement post-2020, pour les réacteurs EDF, les installations de l'amont et de l'aval du cycle ;
- en ajoutant aux bilans à fin 2030 les déchets d'exploitation produits entre 2030 et 2040 ainsi que les déchets de démantèlement post-2030, pour les autres activités dont celles du CEA civil et celles du CEA/DAM.

Scénario de non renouvellement de la production électronucléaire (scénario 2) : volumes de déchets produits et à produire (démantèlements inclus) en m³ équivalent conditionné

| | |
|-------------------------------|-------------------------------------|
| HA (combustibles usés) | 89 000 ⁶ (28 000 tonnes) |
| HA (déchets vitrifiés) | 3 500 |
| MA-VL | 58 900 |
| FA-VL | 164 700 |
| FMA-VC | 1 466 500 |
| TFA | 1 500 300 |

Nota :

Les volumes présentés ci-dessus sont arrondis à la dizaine de m³ pour les déchets HA vitrifiés, à la centaine de m³ pour les déchets MA-VL, FA-VL, FMA-VC et TFA et au millier de m³ pour les combustibles usés.

⁶ Suivant les hypothèses de conditionnement de l'Andra retenues dans le dossier de faisabilité du stockage géologique en 2005, pour les combustibles usés REP. On suppose que le millier d'assemblages RNR Superphénix est conditionné comme des MOX.

annexe 3 les filières de gestion des déchets radioactifs

Le Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNG-MDR) décrit les filières de gestion des différentes catégories de déchets radioactifs (voir chapitre 1). Les filières de gestion comprennent quatre types de stockage : deux types de stockage sont aujourd'hui opérationnels, deux autres sont à l'étude. L'acceptation d'un déchet dans l'un ou l'autre de ces types de stockage est examinée sur la base d'une évaluation de la sûreté à court, moyen et long terme.

Le CSTFA

L'Andra exploite depuis l'été 2004 le Centre de stockage de déchets de très faible activité (CSTFA). Ce Centre est une installation classée pour la protection de l'environnement, dont l'exploitation est autorisée par l'arrêté n° 03-2176 A du 26 juin 2003.

Le CSTFA couvre une superficie de 45 hectares, située essentiellement sur la commune de Morvilliers (10). Il est destiné à accueillir 650 000 m³ de déchets provenant pour l'essentiel du démantèlement des installations nucléaires françaises arrêtées. Les colis de déchets, contrôlés à leur arrivée sur le site, sont stockés dans des alvéoles creusées dans l'argile, dont le fond est aménagé pour recueillir d'éventuelles eaux infiltrées. Ils sont ainsi isolés de l'environnement par un dispositif comprenant :

- une membrane synthétique entourant les déchets, associée à un système de contrôle ;
- une épaisse couche d'argile sous, et sur, les flancs des alvéoles de stockage ;
- une couverture, elle-même en argile, qui sera disposée au-dessus des déchets.

Pendant leur exploitation, les alvéoles sont protégées par des toits démontables en forme de tunnel et équipées de dispositifs de surveillance.



Centre de stockage de déchets de très faible activité (CSTFA)

Le CSFMA

L'Andra exploite depuis 1992 le Centre de stockage en surface pour les déchets de faible et moyenne activité à vie courte (CSFMA), sur la commune de Soullaines-Dhuys (10). Ce Centre est une installation nucléaire de base.

Les colis sont stockés dans des cases de stockage de béton armé de 25 mètres de côté et de 8 mètres de hauteur. Pendant le remplissage de la case, les colis sont protégés de la pluie par des toits mobiles. Lorsqu'une case est remplie, elle est fermée par une dalle de béton et recouverte d'une couche de polyuréthane imperméable. On vérifie l'étanchéité de ces cases grâce à un réseau de galeries souterraines, régulièrement contrôlées. L'ensemble forme les ouvrages de stockage, étudiés pour résister aux séismes.

Les cases de stockage sont construites sur une couche d'argile imperméable qui constituerait une barrière naturelle, en cas de dispersion accidentelle d'éléments radioactifs vers la nappe souterraine. Au dessus de l'argile, une couche sableuse draine les eaux de pluie vers un exutoire unique qui facilite la surveillance de l'environnement.



Centre de stockage de déchets de faible et moyenne activité à vie courte (CSFMA)

Le projet de stockage à faible profondeur

La loi de programme n°2006-739 du 28 juin 2006 charge l'Andra de mettre au point des solutions de stockage à faible profondeur pour les déchets de graphite (issus du démantèlement des réacteurs électronucléaire de première génération UNGG) et les déchets radifères. L'Andra est aussi missionnée pour étudier la possibilité de prendre en charge dans le cadre de ces solutions d'autres types de déchets de faible activité à vie longue (FA-VL), notamment des sources scellées usées et des objets de faible activité au radium, thorium et uranium.

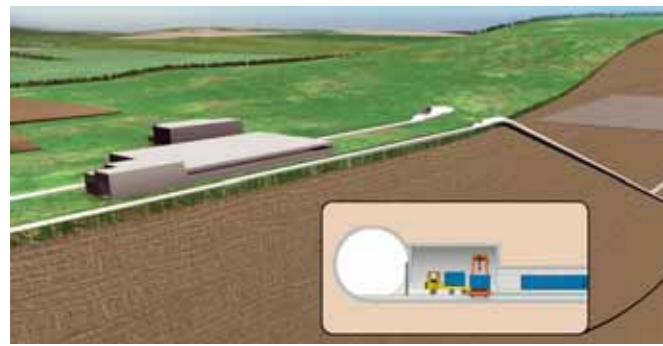
Le concept de stockage à faible profondeur est élaboré pour limiter la circulation de l'eau, limiter le relâchement des radionucléides contenus dans les déchets et les immobiliser dans le stockage, retarder et atténuer la migration des radionucléides vers l'environnement, isoler les déchets des activités humaines et des phénomènes naturels. Après la fermeture des ouvrages, ces fonctions de sûreté seront réalisées de manière passive, sans nécessiter d'intervention humaine.

Le stockage est étudié dans une couche argileuse. Actuellement deux options de conception sont considérées, fondées sur des techniques de réalisation d'ouvrages à faible profondeur. La première option consiste à utiliser la technique d'exécution à ciel ouvert pour accéder au niveau du stockage. Après stockage des déchets, la zone de stockage est remblayée avec les déblais du site. Cette option est dite « stockage avec couverture remaniée (SCR) », elle est applicable aux déchets radifères et permet une profondeur de stockage d'environ 30 mètres. La seconde option consiste à utiliser la technique de creusement en sous sol. L'accès est effectué par des galeries qui, une fois les déchets stockés, sont remblayées. Cette option est dite « stockage avec couverture intacte (SCI) ». Cette option est adaptée aux deux types de déchets et permet des profondeurs de stockage plus importantes (de 50 à 200 mètres).

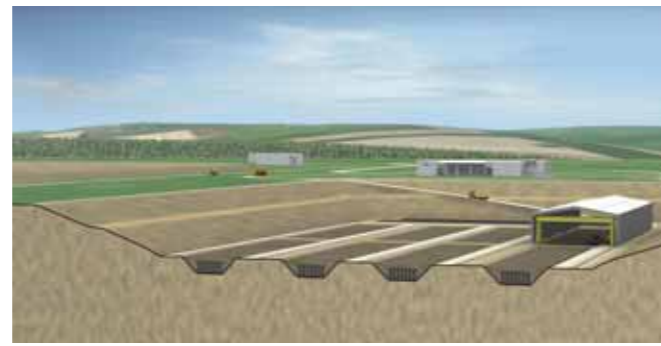
La recherche de site pour un stockage à faible profondeur se fonde sur un volontariat des municipalités dont le sous-sol recèle une couche argileuse potentiellement favorable. L'appel à manifestations d'intérêt de la part de telles municipalités s'est achevé le 31 octobre 2008. Sur cette base, l'Andra a proposé à fin 2008 plusieurs zones pour y réaliser en 2009 et 2010 des travaux de reconnaissance géologique. C'est au terme de cette reconnaissance, ainsi que d'une confirmation, par les municipalités concernées, de leur candidature et d'un travail de consultation locale, que sera choisi le site d'accueil.

Du point de vue de la sûreté, l'ensemble de ce travail s'appuie sur la note d'orientation générale en vue d'une recherche de site pour le stockage des déchets de faible activité massique à vie longue (FA-VL), publiée par l'ASN le 5 mai 2008.

Le choix d'un site d'accueil permettra d'élaborer un avant-projet de centre de stockage et le dossier de demande d'autorisation de création. L'inventaire des déchets qui fondera le dimensionnement du projet (appelé modèle d'inventaire de dimensionnement) sera arrêté en 2010. Le dossier de demande d'autorisation de création sera accompagné de projets de spécifications d'acceptation des colis de déchets. La mise en service du centre de stockage à faible profondeur est envisageable à l'horizon de 2019.



Principe du stockage en couverture intacte



Principe du stockage en couverture remaniée

Le projet de stockage profond

La loi de programme n° 2006-739 du 28 juin 2006 charge l'Andra de mener des études et recherches pour choisir un site et concevoir un centre de stockage profond. Ce centre accueillera les déchets radioactifs qui ne pourront pas être stockés en surface ou à faible profondeur pour des raisons de sûreté ou de radioprotection : il s'agit des déchets de haute activité (HA) et de moyenne activité à vie longue (MA-VL). La mise en service d'un tel centre, sous réserve de son autorisation, est prévue en 2025. La loi dispose que ce stockage sera réversible pendant une durée qui ne pourra être inférieure à 100 années. Les conditions de la réversibilité seront fixées par une future loi, à partir des résultats des études et recherches menées d'ici 2014.

Les installations souterraines de stockage seront implantées dans la formation d'argilite du Callovo-Oxfordien actuellement étudiée au moyen du Laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne.

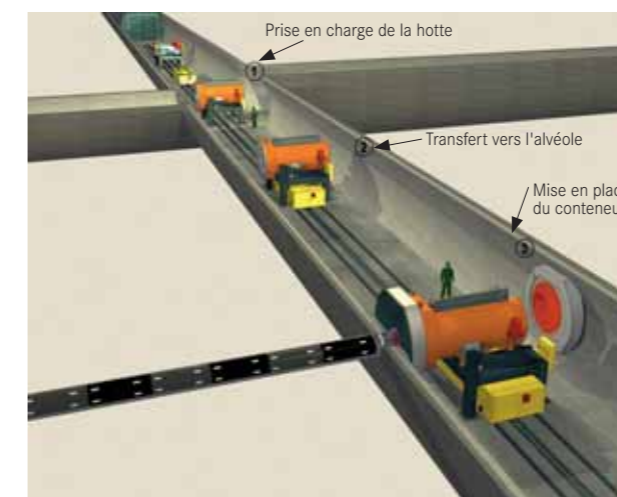
À l'intérieur de la zone de transposition du Laboratoire (250 km² en Meuse et en Haute-Marne), une zone d'environ 30 km², propice à l'implantation d'installations souterraines de stockage, sera identifiée en 2009. Une reconnaissance géologique approfondie de cette zone d'intérêt sera alors réalisée de 2010 à 2012. Pendant cette période, plusieurs scénarios d'implantation des installations de surface et souterraines seront étudiés pour préparer le débat public sur le projet (2013), suite auquel le choix du site sera fixé.

Le dossier remis par l'Andra en 2005 au Gouvernement décrit l'architecture d'un tel stockage au stade d'études de faisabilité. Un travail d'optimisation des concepts techniques est en cours. En 2009, l'Andra proposera des options de sûreté et de réversibilité, sur la base desquelles s'effectueront les études d'avant-projet du centre de stockage et la préparation du dossier de demande d'autorisation de création, qui sera remis à fin 2014. Le modèle d'inventaire de dimensionnement du projet (MID) sera présenté en 2009. Comme pour le stockage à faible profondeur, le dossier de demande d'autorisation de création sera accompagné de projets de spécifications d'acceptation des colis de déchets.

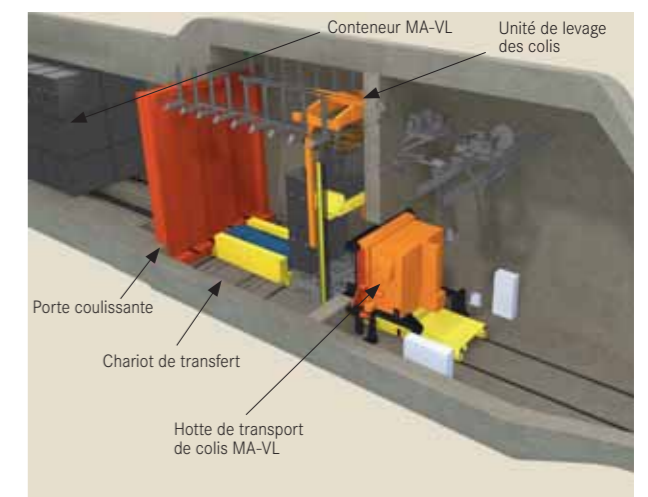
Les colis de stockage seront constitués des colis primaires tels que conditionnés aujourd'hui par les producteurs de déchets complétés par un conteneur de stockage. Ces colis de stockage seront mis en place de manière réversible dans des alvéoles souterraines creusées dans l'argilite. L'architecture étudiée regroupe les alvéoles de stockage des différentes catégories de déchets au sein de zones de stockage spécifiques. Les zones de stockage de déchets MA-VL et de déchets HA sont ainsi physiquement distinctes les unes des autres.

Les déchets HA concentrent la plus grande part de la radioactivité des déchets et se caractérisent par un dégagement thermique élevé (jusqu'à 500 W par colis de déchets à la mise en stockage, cette dernière n'intervenant qu'après un entreposage de décroissance thermique d'au moins 60 années pour les déchets vitrifiés aujourd'hui produits par l'usine de La Hague) : la densité de stockage des déchets HA (nombre de colis par alvéole de stockage, distances entre alvéoles) doit être limitée de manière à maintenir la température à un niveau compatible avec les fonctions de sûreté du stockage. La thermicité négligeable ou faible des déchets MA-VL permet un stockage plus compact, alors que le volume total des colis de déchets MA-VL est très supérieur à celui des déchets HA.

Après la fermeture du stockage (remblayage et scellement des galeries et des puits d'accès), la protection de l'homme et de l'environnement reposera sur des fonctions de sûreté passives, de façon analogue au stockage à faible profondeur. La sûreté de ce projet est encadrée par le guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en couche géologique profonde, publié par l'ASN le 21 mars 2008.



Stockage profond des déchets HA



Stockage profond des déchets MA-VL

annexe 4

les besoins d'entreposage pour les colis de déchets HA et MA-VL

les besoins de production avant la mise en exploitation du stockage profond, prévue en 2025

Le recensement des besoins d'entreposage sur les sites de production repose sur une comparaison entre les prévisions de production des différentes familles de colis HA et MA-VL à l'échéance de 2030 et les capacités d'entreposage qui pourront être mobilisées à cette date. La mise en exploitation du stockage prévue en 2025, étant suivie d'une montée en charge progressive, le recensement repose sur l'hypothèse prudente que la mise en stockage ne libérera pas de capacité d'entreposage significative sur les sites de production avant 2030.

1.1 Les besoins d'entreposage essentiellement liés à l'exploitation des usines de La Hague

Les colis de déchets vitrifiés CSD-V sont dirigés vers les trois entreposages : R7, T7 et E-EV-SE, d'une capacité cumulée de 2 174 m³. Sa saturation étant prévue dès 2012, AREVA a entrepris en 2007 les études permettant la réalisation d'une extension d'E-EV-SE qui sera opérationnelle en 2012 et qui portera la capacité à 2 911 m³. Une deuxième extension de capacité similaire est également envisagée par AREVA à l'horizon 2017, ce qui portera la capacité à 3 648 m³. La production cumulée atteignant en 2030 un volume de 4 470 m³, une nouvelle extension sera vraisemblablement nécessaire vers 2022.

Les colis de coques et embouts compactés sont entreposés dans l'ECC (Entreposage des coques compactées) qui a une capacité de 3 806 m³. Les prévisions de production en 2030 (4 645 m³) mettent en évidence une saturation à cette échéance. L'extension envisagée en 2022 par AREVA devrait permettre de couvrir ces besoins d'entreposage.

Les colis de coques et embouts cimentés et les déchets solides d'exploitation cimentés en conteneur amiante ciment (CAC) sont des productions achevées qui mobilisent des capacités d'entreposages concurremment avec des productions qui sont en cours (colis de déchets solides d'exploitation en conteneur béton fibres CBF-C'2 et autres familles de colis destinées au stockage FMA de l'Aube) et d'autres qui sont à venir (déchets pulvérulents cimentés en fûts inox de 1,5 m³).

Pour ces colis, une capacité totale d'entreposage de 14 331 m³ sera toujours disponible en 2030, dans les entreposages de déchets solides : EDS/ADT2, EDS/EDT et EDS/EDC dont l'exploitation devrait durer jusqu'en 2040. Compte tenu du volume réduit de colis FMA-VC en transit : quelques centaines de m³, cette capacité apparaît comme suffisante pour accueillir une prévision de productions cumulées pour 2030 de 11 124 m³.

Les colis de boues bitumées sur la station de traitement des effluents STE3 sont entreposés sur le bâtiment S d'une capacité de 4 760 m³ suffisante pour les volumes attendus en 2030. La capacité apportée par son extension dans le bâtiment ES, de 6 426 m³, sera suffisante pour entreposer les colis de boues qui seront produits par le procédé alternatif au bitumage et les colis de déchets contaminés en émetteurs alpha provenant pour partie de l'usine Melox de Marcoule. Ces conditionnements sont en cours d'étude. Avec les hypothèses retenues dans le cadre de cet Inventaire national les productions en cours et futures représentent 9 533 m³.

1.2 Les besoins d'entreposage liés au démantèlement des installations de Marcoule et à la RCD des déchets anciens

Les colis de déchets vitrifiés dans l'Atelier de vitrification de Marcoule (AVM) ou le pilote PIVER sont des productions achevées d'un volume cumulé de 583 m³ qui sont entreposés dans leurs installations de production et qui pourraient être regroupés dans l'entreposage de l'AVM dont la capacité est de 665 m³. Cette capacité est suffisante pour qu'y soient également entreposés les colis de déchets qui seront vitrifiés sur Atalante, les colis d'effluents de rinçage vitrifiés et les colis de déchets solides d'exploitation de l'AVM dont le volume total devrait en 2030 atteindre 78 m³.

7 000 colis en fûts inox de 380 litres (fûts EIP) de reconditionnement de fûts anciens de boues bitumées (7 000 fûts sur 26 131 fûts au total) sont ou seront placés dans l'entreposage intermédiaire polyvalent (EIP). Ils pourraient être rejoints d'ici 2030 par les colis de déchets de structure métalliques des assemblages combustibles, les déchets technologiques métalliques et des déchets de procédé, conditionnés dans les mêmes fûts inox de 380 litres. L'entreposage EIP a une capacité actuelle de 4 235 m³ qui apparaît comme juste suffisante pour accueillir en 2030, l'ensemble de ces productions cumulées qui représentent un volume de 4 223 m³.

Pour accueillir les autres fûts anciens de boues bitumées (19 131 fûts), une solution alternative à la construction d'une extension de l'EIP est actuellement envisagée. Il s'agirait de les placer directement dans des conteneurs conçus sur le modèle du prototype de conteneur béton de stockage de l'Andra. Une installation d'attente d'expédition (IAE) serait parallèlement à construire pour entreposer ces conteneurs ainsi que les colis de RCD de déchets de structure magnésiens anciens dont le volume atteindra 1 642 m³ en 2030.

Les colis de boues bitumées de la STEL produits depuis octobre 1996 et qui seront produits jusqu'en 2013 et les colis de boues cimentées qui leur succéderont, sont ou seront entreposés dans la casemate 14 de la STEL, entreposage d'une capacité de 1 200 m³, la production de ces colis occupant un volume de 518 m³ à fin 2030.

1.3 Les besoins d'entreposage liés à l'exploitation et au démantèlement des installations du CEA

Les combustibles usés expérimentaux ou retirés des réacteurs de recherche du CEA vont être regroupés à terme dans l'entreposage CASCAD.

Les colis de boues de filtration cimentées en conteneur béton de 500 litres, les colis de déchets solides d'exploitation cimentés en fûts de 870 litres, sont des colis faiblement irradiants. Leur production cumulée en 2030 de 8 343 m³ devra être entreposée sur CEDRA (FI) dont la capacité actuelle disponible de 4 450 m³ doit être portée à 8 800 m³ en 2014.

Les colis de déchets moyennement irradiants en fûts acier de 500 litres occuperont en 2030 un volume de 1 595 m³, qui sera disponible dans l'entreposage CEDRA (MI). Sa capacité actuelle de 825 m³ doit être portée à 2 350 m³ en 2014.

Les colis de déchets solides en coques béton de 1 800 ou 1 000 litres bloqués par une matrice ciment ou ciment bitume, représentent une production ancienne de 695 m³. Ils sont actuellement entreposés sur l'INB 56 et seront transférés vers le bâtiment intermédiaire de CEDRA d'une capacité de 1 200 m³, dont la construction est prévue avant 2014. Cette capacité devrait être partagée avec les colis de sulfate de plomb radifère et les colis de blocs sources, productions également achevées d'un volume total de 582 m³ qui pourraient être expédiée avant 2030 vers le stockage FA-VL¹.

1.4 Les besoins d'entreposage liés à l'exploitation et au démantèlement des réacteurs d'EDF

Les déchets activés qui seront produits par le démantèlement des six réacteurs de la filière UNGG, du réacteur à eau lourde de Brennilis, du réacteur à eau légère de Chooz A et du surgénérateur Superphénix, ainsi que les déchets activés constitués d'internes des réacteurs en exploitation REP conditionnés par cimentation en conteneur béton C1PG représenteront en 2030 un volume de 1 410² m³.

L'installation ICEDA qu'EDF devrait mettre en exploitation en 2013 au Bugey, sera dotée d'un entreposage d'une capacité voisine de 4 000 m³. Elle sera utilisée également pour des colis FA-VL et FMA-VC en instance d'expédition vers les stockages respectifs.

En conclusion, pour les colis de déchets HA et MA-VL, les installations d'entreposage sur les sites de production devraient donc permettre, sous réserve de la réalisation des extensions nécessaires, de répondre dès 2015, en termes de capacité et de durée, aux besoins qui sont prévus actuellement, comme le demande la loi du 28 juin 2006 et jusqu'à la mise en exploitation du stockage profond prévue en 2025.

+

Pour les colis de déchets HA et MA-VL, les installations d'entreposage sur les sites de production devraient donc permettre, sous réserve de la réalisation des extensions nécessaires, de répondre dès 2015, en termes de capacité et de durée, aux besoins qui sont prévus actuellement.

les besoins

d'entreposage sur le site du stockage profond et sur les sites de production après 2025

2.1 La variété des besoins

L'Andra étudie sur le futur centre de stockage profond, les possibilités d'intégration d'entreposages complémentaires au stockage.

Pour les colis HA comme MA-VL, des entreposages devront assurer un « tampon » entre les transports et les opérations de mise en stockage. De plus, l'intégration d'entreposages répond au principe de réversibilité du stockage.

En complément des installations de production, ils permettront d'organiser les campagnes d'exploitation au fur et à mesure des décisions d'engagement de nouvelles tranches, dans le cadre de la gestion progressive par étape du stockage. Ainsi, pour les déchets HA provenant des usines de La Hague, des rendez-vous décisionnels périodiques pourront instruire la question d'un éventuel prolongement de la phase d'entreposage, afin de bénéficier d'une décroissance thermique supplémentaire (au-delà des 60 premières années incontournables d'entreposage). Enfin les entreposages du centre de stockage permettront de gérer les colis qu'il serait décidé de retirer du stockage, le cas échéant.

+

Une durée prévisionnelle d'exploitation des entreposages de l'ordre d'une centaine d'années serait en cohérence avec la durée d'exploitation du stockage.

2.2 Les caractéristiques propres aux entreposages sur le site de stockage

Pour assurer les « tampons » intermédiaires, les entreposages HA et MA-VL devront être polyvalents pour s'adapter aux caractéristiques très variables des différentes familles de colis, qu'elles soient dimensionnelles ou autres. Le nombre d'entreposages qui seront finalement construits va dépendre de ce degré de polyvalence.

La mise en œuvre de la réversibilité n'imposerait pas de créer en surface une capacité d'entreposage équivalente à celle du stockage, mais en revanche, il serait nécessaire que les installations soient de conception modulaire. De cette façon l'entreposage ne limiterait pas techniquement les décisions en matière de gestion progressive du stockage et éventuellement de retrait des colis.

Une durée prévisionnelle d'exploitation des entreposages de l'ordre d'une centaine d'années serait en cohérence avec la durée d'exploitation du stockage et avec la durée pendant laquelle le retrait des colis devra rester possible.

¹ Pour l'Inventaire national 2009, ces déchets sont rattachés à la filière de gestion MA-VL.

² Ce chiffre représente la part des déchets qui seront conditionnés à fin 2030.

2.3 La dépendance aux chroniques de livraison

Le calendrier de livraison des familles de colis sur le site de stockage est à l'étude. Il dépendra entre autre de celui de la construction des alvéoles de stockage et de l'adaptation des installations de réception, de contrôle, d'entreposage et de placement en conteneur de stockage. Pour les colis HA exothermiques il dépendra aussi des temps nécessaires à la décroissance thermique.

Les colis HA non exothermiques pourront être amenés sur le site de stockage dès sa mise en exploitation. En supposant que leur mise au stockage s'échelonne de 2025 à 2035, les entreposages de colis HA seraient en mesure de recevoir dès 2035, des colis CSD-V dont la puissance thermique serait comprise entre 700 et 1 200 Watts. Ce scénario nécessiterait de construire sur le site de stockage, des capacités d'entreposage de l'ordre de 3 000 m³ pour une attente pendant une quinzaine d'années minimum des colis CSD-V.

Ce scénario aurait deux avantages. Il permettrait d'une part, d'éviter une cessation provisoire d'exploitation des entreposages de colis HA (pendant au moins une quinzaine d'années) ; d'autre part il éviterait la création d'extensions d'entreposage supplémentaires pour les colis CSD-V sur le site de La Hague au-delà de 2035.



annexe 5 les déchets français immergés Introduction

L'immersion de déchets radioactifs a été pratiquée par huit pays européens durant trois décennies à partir de la fin des années 1940. Ces immersions ont d'abord été réalisées dans les eaux territoriales par faible profondeur avant d'être ensuite réalisées au large du talus continental par grande profondeur. Elles ont été abandonnées en 1982 à la suite d'un accord international dit « Convention de Londres ».

On compte en tout 33 sites géographiques différents situés dans l'Atlantique et ses mers adjacentes (Manche, mer du Nord, mer d'Irlande et Baltique) dont 17 exclusivement utilisés par l'Angleterre. L'Allemagne, l'Italie et la Suède ont occasionnellement immergé de petites quantités de déchets radioactifs. La Belgique, la Suisse et les Pays-Bas ont également participé à des campagnes respectivement sur 6, 3 et 4 sites géographiques en grande profondeur.

La France, quant à elle, s'est limitée à 2 campagnes d'immersion dans l'Atlantique, réalisées en 1967 et en 1969 sur 2 sites distincts par plus de 4 000 mètres de profondeur. Par ailleurs, 3 autres sites dans le Pacifique ont également été utilisés jusqu'en 1997 pour des déchets radioactifs induits par les activités liées aux essais nucléaires. Aucune immersion française n'a été pratiquée dans la Manche (seules l'Angleterre et la Belgique ont utilisé la fosse des Casquets devant Cherbourg alors que ces eaux avaient le statut d'eaux internationales).

le contexte historique et institutionnel

Au début des années 1950, l'immersion des déchets radioactifs en mer est considérée comme une filière d'élimination. La communauté scientifique de l'époque considérait l'évacuation en mer comme la filière la plus appropriée tant la dilution et la durée présumée d'isolement étaient importantes, en particulier pour les déchets tritiés. C'est dans ce contexte que le tritium se trouve être le principal contributeur de l'activité immergée près et au large des côtes européennes pendant plus de 30 ans.

Jusqu'au milieu des années 1960, chaque État concerné organise librement et selon ses propres règles ses immersions. Ensuite, ces immersions vont faire l'objet de programmes d'études scientifiques et techniques conséquents organisés par l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN), une agence spécialisée de l'Organisation internationale de coopération et de développement économiques (OCDE) notamment chargée d'édicter des recommandations aux pays candidats à cette pratique.

À partir de 1967, l'OCDE a commencé à coordonner les collectes de déchets au niveau des états européens candidats, en vue d'optimiser

techniquement les opérations d'immersion. C'est dans ce cadre légal supervisé par l'AEN que la France s'est associée aux deux campagnes de 1967 et 1969 pour des déchets de faible et moyenne activité.

Par la suite, la France n'a plus participé aux autres campagnes qui ont continué à être organisées sur une zone unique, différente de celles utilisées antérieurement avec la France. Ce site unique, recommandé par l'OCDE, est un rectangle d'environ 4 000 km² à 1 000 km des côtes françaises sur lequel 123 000 colis seront immergés en 12 ans.

le bilan des immersions dans l'Atlantique Nord

Commencée à très petite échelle en 1948, la quantité de radioactivité immergée a augmenté progressivement pour atteindre un maximum de 5 à 7 PBq (péta becquerels ; 1 PBq = 10¹⁵ Bq) par an au début des années 1980, peu avant l'adoption en 1983 d'un moratoire européen sur l'évacuation des déchets faiblement radioactifs en mer.

Au total, entre le nord de l'Irlande et les Açores, ce sont 150 000 tonnes de déchets de faible et moyenne activités qui ont été immergées par 8 pays, essentiellement sur une quinzaine de sites en grande profondeur. L'activité totale immergée entre 1948 et 1982 est de l'ordre de 42 PBq, dont près du tiers correspond à celle de l'élément tritium. Sur la totalité de ces immersions, les déchets français représentent :

- moins de 1% en activité (0,35 PBq des 42 PBq immergés),
- un peu moins de 10% en masse (14 200 tonnes sur 150 000 tonnes immergées).

Les deux immersions françaises ont été réalisées en des lieux différents :

- en 1967 au large de la Galice en Espagne (latitude 42° 50' N, longitude 14° 30' W, soit 370 km au large de l'Espagne), à une profondeur comprise entre 4 590 et 5 310 mètres,
- en 1969 au large de l'Irlande et de la Bretagne, au delà du talus continental (latitude 49° 05' N, longitude 17° 05' W, soit 926 km au large de la Bretagne), lieu dit « Porcupine », à une profondeur comprise entre 4 000 et 4 600 mètres.

Ces deux immersions représentent 46 396 fûts et conteneurs de déchets de faible activité, contenant essentiellement des boues de décantation d'effluents liquides en provenance du centre de Marcoule, conditionnés en fûts métalliques sans ou avec liant à base de bitume, et en conteneurs bétonnés :

- en 1967, 30 700 conteneurs métalliques (activité totale en émetteurs alpha de 0,0059 PBq et de 0,2126 PBq en émetteurs bêta-gamma) et 896 conteneurs cimentés (activité totale en émetteurs alpha de 0,040 TBq et de 0,00037 PBq en émetteurs bêta-gamma) ;
- en 1969, 14 800 conteneurs cimentés (activité totale en émetteurs alpha de 0,0025 PBq et de 0,1319 PBq en émetteurs bêta-gamma).

le bilan

des immersions françaises dans le Pacifique

Entre 1966 et 1996, la France a procédé à 164 essais nucléaires et 15 essais de sécurité dans le Pacifique. Les expériences ont eu lieu à Mururoa et à Fangataufa, 2 atolls situés à 1 200 km de Tahiti dans l'archipel des Tuamotu-Gambier. Environ à mi-chemin, l'atoll de Hao constituait la base avancée nécessaire à la logistique, à la préparation et au suivi de ces essais.

Des déchets radioactifs ont été produits sur ces 3 sites pendant la période d'exploitation des installations nécessaires au suivi des essais et, après le dernier essai souterrain (1996), au moment de leurs démantèlements. Par ailleurs, des actions d'assainissements des atolls et des lagons consécutives aux essais aériens de la période 1966-1974 ont également généré des déchets radioactifs.

En 2005, le ministère de la Défense a mis en ligne sur son site Internet de nombreuses données techniques détaillées sur l'histoire des expérimentations nucléaires françaises dans le Pacifique. Ces informations comprennent aussi des données sur le traitement des déchets produits, enfouis dans des puits ou immergés à l'extérieur des lagons, dans l'océan par grande profondeur.

Les premières immersions ont eu lieu en 1967 au nord de Hao, par 2 500 mètres de fond. Les dernières ont eu lieu en 1982 au large de Mururoa, par 3 000 mètres de fond. Au total, 3 200 tonnes de déchets essentiellement métalliques ont été immergées sur 3 sites à quelques milles des atolls de Mururoa (2 sites) et de Hao (1 site). Il n'y a pas eu d'immersion autour de Fangataufa.

Les déchets enfouis en puits sur Mururoa correspondent à 11 600 colis de résidus en fûts ou viroles auxquels s'ajoutent de l'ordre de 7 700 m³ d'agrégats et ferrailles divers, soit une activité alpha de 23 TBq et une activité bêta-gamma de 0,7 TBq.

L'origine de ces déchets radioactifs est diverse :

- des résidus des installations de décontamination (notamment celles sur la base de Hao ou celles à Mururoa traitant les matériels de post-forages après les essais souterrains) ;
- des résidus du traitement des échantillons prélevés pour les diagnostics radiochimiques post-essais ;
- des pièces, essentiellement métalliques, venant des démantèlements d'installations.

En fonction de l'activité massique des déchets à immerger, des fûts ont été utilisés quand cela était possible. Des matériels volumineux ont été hélihélicoptérés en l'état sur l'une des zones d'immersion (éléments lourds de tours métalliques ayant servi aux essais aériens par exemple) ou directement immergés par barge (avions Vautour, réacteurs, engins de prélèvements aériens). Les résidus ont été essentiellement conditionnés dans des fûts métalliques remplis de béton.



Atoll de Mururoa

Ces déchets contenaient majoritairement des radionucléides émetteurs bêta-gamma à vie courte, de période inférieure à 10 ans, dont les radionucléides ¹⁴⁰Ba, ¹⁴¹Ce, ¹⁴⁴Ce, ⁶⁰Co et d'autres de période plus longue, proche de 30 ans comme le ¹³⁷Cs et ⁹⁰Sr.

Après 1981 et jusqu'en 1997, date de la fin des opérations d'assainissement radiologique des installations, l'immersion a été abandonnée. Le stockage retenu a été 2 puits profonds spécifiques de Mururoa (déjà utilisés antérieurement pour l'un d'eux) ainsi que certaines têtes de puits non refermées ayant servi aux essais.

Par ailleurs, environ 5 000 tonnes de ferrailles non contaminées ont également été immergées au large de Hao, après juillet 2000.

Le tableau ci-dessous résume les déchets radioactifs stockés dans le Pacifique.

| Site de Hao | Sites de Mururoa |
|--|--|
| <p>Localisation Polynésie française, archipel des Tuamotu (1 100 km au sud est de Tahiti, 500 km au nord ouest de Mururoa). Site dit « Hôtel » à 7,4 km au nord de l'atoll, sur environ 1 km² à une profondeur de 2 500 mètres.</p> | <p>Localisation Polynésie française, archipel des Tuamotu-Gambier, 1 200 km au sud-est de Tahiti. Site 1 dit « Novembre » : environ 6 km au nord de l'atoll, sur 20 km² à une profondeur comprise entre 2 000 et 3 200 mètres. Site 2 dit « Oscar » : environ 8 km au nord-ouest de la passe, donnant accès au lagon, sur 60 km² à une profondeur comprise entre 2 000 et 3 200 mètres.</p> |
| <p>Description brève des déchets Entre 1967 et 1975, déchets provenant pour partie du traitement des échantillons prélevés dans les nuages générés par les essais atmosphériques, immergés au cours de 19 campagnes. 5 avions Vautour, des réacteurs ATAR, des fusées Matra ayant servi aux prélèvements d'aérosols et des lots de pièces métalliques divers, font notamment partie de ces campagnes.</p> | <p>Description brève des déchets Sur « Novembre » : entre 1972 et 1975, déchets métalliques non conditionnés immergés au cours de 5 opérations par hélicoptère lourd. Il s'agit d'éléments de tours ayant servi aux tirs aériens et de gros débris provenant des 5 essais de sécurité réalisés à cette époque. Sur « Oscar » : entre 1974 et 1982, déchets conditionnés en conteneurs béton et déchets en vrac immergés au cours de 14 opérations par bateau. Déchets provenant d'opérations d'assainissement sur la partie nord de l'atoll ainsi que d'échantillons de roches basaltiques prélevés par forage post-tirs.</p> |
| <p>Déchets stockés 310 tonnes en fûts de béton. 222 tonnes en vrac. Activité totale en alpha : 0,03 GBq et 15 GBq en bêta-gamma (dont environ 1/3 est due aux produits de fission provenant des engins de prélèvements en vol, contaminés [fusées de type Matra et avions]).</p> | <p>Déchets stockés Sur « Novembre » : 76 tonnes de déchets métalliques en vrac pour une activité totale en alpha de 7 GBq et de 1 GBq en bêta-gamma. Sur « Oscar » : 1 280 tonnes en conteneurs béton et 1 300 tonnes en vrac (matériels lourds assainis) pour une activité totale en alpha de 60 GBq et de 6 GBq en bêta-gamma.</p> |

la localisation des sites d'immersion

5.1 Localisation en Atlantique

En juin 1984 un programme français d'étude de l'environnement du site AEN a été entrepris en collaboration avec l'IFREMER et le CEA au moyen d'un sous-marin inhabité pour une reconnaissance photographique (campagne EPICEA). Sur 61 km linéaires (1 photo toute les 5 secondes à 3 ou 4 mètres du fond), 6 conteneurs ont été repérés dont 1 coque-béton (à rapporter aux 123 000 colis immergés sur ce site), ce qui montre la grande dispersion géographique des colis. Les conteneurs repérés sont apparus intacts. Deux de ces conteneurs immergés en 1979 ont pu être identifiés. Globalement, la répartition géographique sur les fonds est très hétérogène compte tenu de la très grande taille du site.

Des programmes scientifiques concernant directement ou indirectement la surveillance des anciens sites d'immersion, il ressort que la radioactivité observée dans la zone des déchets immergés se confond, voire est inférieure, aux fluctuations de la radioactivité naturelle de ces fonds marins. La commission OSPAR (regroupant des scientifiques des 15 pays les plus concernés par les immersions) considère que les émissions dans les zones d'immersion « ne présentent qu'un risque radiologique négligeable pour l'homme, même s'il est difficile de tirer des conclusions définitives sur leurs impacts environnementaux ».



Immersion de déchets radioactifs en mer dans les années soixante

5.2 Localisation dans le Pacifique

Dans le cadre des campagnes de surveillance permanente de l'état radiologique de la Polynésie française, à l'exclusion des sites Mururoa et Fangataufa, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) participe à l'évaluation des conséquences radiologiques des tirs atmosphériques et des éventuelles conséquences des tirs souterrains. Les analyses et prélèvements portent sur l'environnement des différents milieux terrestres mais aussi des lagons et de l'océan, réparti sur une vaste région dans les 4 archipels de la Polynésie française (Marquises, Tuamotu-Gambier, Société, Australes).

Le ministère de la Défense assure la surveillance radiologique des sites de Mururoa et Fangataufa. C'est le Département de suivi des centres d'expérimentations nucléaires (DSCEN) de la Délégation générale pour l'armement (DGA) qui exerce cette activité avec l'appui du Commissariat à l'énergie atomique. Mensuellement, des mesures de l'exposition externe et celles des aérosols atmosphériques à Mururoa sont réalisées. Cette surveillance est complétée par une campagne annuelle de prélèvements dans les milieux physiques et biologiques de ces atolls. Ce suivi radiologique concerne le milieu terrestre, les lagons et l'océan sur des zones prédéterminées dans la limite de 22 km des eaux territoriales de ces atolls. À Mururoa et à Fangataufa, les prélèvements océaniques sont réalisés tous les 4 ans (eaux, plancton, poissons pélagiques hauturiers). L'eau océanique est prélevée à 6 profondeurs différentes : proche de la surface, 200, 400, 600, 800 et 1000 mètres de profondeur.

Les radionucléides mesurés en 2006 entre Mururoa et Fangataufa sont présents à des niveaux très bas et le plus souvent inférieurs ou voisins de la limite de détection des appareils de mesure de la radioactivité. C'est par exemple le cas des radionucléides ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{239}Pu et ^{240}Pu . La totalité des résultats de la surveillance des deux atolls pour l'année 2006 est disponible sur le site internet du ministère de la Défense.

Les radionucléides mesurés en 2006 entre Mururoa et Fangataufa sont présents à des niveaux très bas et le plus souvent inférieurs ou voisins de la limite de détection des appareils de mesure de la radioactivité.

Pour en savoir plus

AIEA 1991 : « Inventory of radioactive material entering the marine environment sea disposal of radioactive waste » (TECDOC 588).

AIEA 1999 : « Inventory of radioactive waste disposals at sea » (TECDOC 1105).

Ministère de la Défense : « La dimension radiologique des essais nucléaires français en Polynésie : à l'épreuve des faits », novembre 2006, 477 pages.

glossaire

| Termes | Définitions |
|---|---|
| Actinide | Radioélément naturel ou artificiel, de numéro atomique compris entre 89 (actinium) et 103 (lawrencium). Certains auteurs font commencer la série des actinides à l'élément 90 (thorium). Cette série correspond au remplissage de la couche 5f. |
| Actinide mineur | Terme d'usage désignant le neptunium, l'américium ou le curium formé dans les combustibles nucléaires. |
| Activité | Nombre de désintégrations ou de transitions isomériques nucléaires qui se produisent par unité de temps, dans une substance radioactive. L'unité d'activité est le becquerel. |
| Amont du cycle du combustible | Ensemble des opérations du cycle du combustible depuis l'exploitation minière jusqu'à la fabrication du combustible. |
| Assainissement radioactif | Pour une installation ou un site nucléaire, ensemble d'opérations visant à éliminer ou réduire la radioactivité, notamment par décontamination ou évacuation de matériels, en permettant la récupération contrôlée des substances radioactives. |
| Assemblage combustible | Groupement d'éléments combustibles qui restent solidaires, notamment au cours du chargement ou du déchargement du cœur d'un réacteur nucléaire. |
| Aval du cycle du combustible | Ensemble des opérations du cycle du combustible postérieures au séjour de ce dernier en réacteur, depuis le traitement éventuel des combustibles usés jusqu'au stockage des déchets radioactifs. |
| Becquerel (Bq) | Unité du système international (SI) de mesure de l'activité. C'est l'activité d'une quantité de nucléides radioactifs pour laquelle le nombre moyen de désintégrations ou de transitions isomériques nucléaires par seconde est égal à 1 (1 Bq = 1 s ⁻¹). Cette unité remplace le curie (1 Ci = 3,7.10 ¹⁰ Bq). On emploie plus couramment ses multiples : le mégabecquerel (MBq, million de becquerels), le gigabecquerel (GBq, milliard), le térabecquerel (TBq, mille milliards), le pétabecquerel (PBq, million de milliards) ou l'exabecquerel (EBq, milliard de milliards). |
| Boues bitumées | Boues issues d'une opération de coprécipitation dans les stations de traitement des effluents radioactifs liquides et conditionnées dans du bitume. |
| Centre de stockage de déchets radioactifs | Installation destinée à recevoir de manière durable des déchets radioactifs. En fonction des risques radiologiques des déchets, des installations de surface, à faible profondeur ou à environ 500 mètres de profondeur sont envisageables. Un tel stockage est dit réversible si, au prix de travaux plus ou moins importants, on peut, pendant une période déterminée, retirer les déchets qui y ont été placés. |
| Colis de déchets radioactifs | Déchets radioactifs conditionnés et emballés. |
| Combustible (nucléaire) | Matière contenant des nucléides dont la consommation par fission dans un réacteur nucléaire permet d'y entretenir une réaction nucléaire en chaîne. |

| | |
|---|--|
| Combustible MOX | Forme abrégée de combustible mixte d'oxydes. |
| Combustible UOX | Combustible nucléaire à base d'oxyde d'uranium. On distingue : - UOX1 : Combustible élaboré à partir d'uranium naturel enrichi à 3,25 % en U235, taux de combustion moyen de 33 GWj/t - UOX2 : Combustible élaboré à partir d'uranium naturel enrichi à 3,7 % en U235, taux de combustion moyen de 45 GWj/t - UOX3 : Combustible élaboré à partir d'uranium naturel enrichi à 4,5 % en U235, taux de combustion moyen de 55 GWj/t |
| Combustible(s) usé(s) | Combustible nucléaire , déchargé d'un réacteur après irradiation et envoyé à un centre d'entreposage, de stockage ou de traitement. |
| Conditionnement des déchets radioactifs | Ensemble des opérations consistant à mettre les déchets radioactifs sous une forme convenant à leur transport , leur entreposage ou leur stockage . <i>Note : ces opérations peuvent comprendre notamment le compactage, l'enrobage, la vitrification, la cimentation, le bitumage et la mise en conteneur.</i> |
| Confinement (de matières radioactives) | Maintien de matières radioactives à l'intérieur d'un espace déterminé grâce à un ensemble de dispositifs visant à empêcher leur dispersion en quantités inacceptables au delà de cet espace. |
| Contamination (radioactive) | Présence indésirable, à un niveau significatif, de substances radioactives à la surface ou à l'intérieur d'un milieu quelconque. |
| Conteneur | Dans l'industrie nucléaire, récipient fermé manutentionnable utilisé pour des opérations de transport, d'entreposage ou de stockage. |
| Coques et embouts | Déchets radioactifs comprenant les coques et les embouts supérieurs et inférieurs des assemblages combustibles des réacteurs à eau légère. |
| Crayon | Tube étroit de faible diamètre, fermé à ses deux extrémités, constituant du cœur d'un réacteur nucléaire quand il contient une matière fissile, fertile ou absorbante. |
| Déchets radioactifs | Substances radioactives pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue ou envisagée. |
| Déchets de graphite | En France, catégorie de déchets radioactifs comprenant le graphite issu du cœur des anciens réacteurs graphite-gaz. Ce graphite contient du tritium et des éléments à vie longue (carbone 14, chlore 36). |
| Déchets radioactifs ultimes | Les déchets radioactifs ultimes sont des déchets radioactifs qui ne peuvent plus être traités dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de leur part valorisable ou par réduction de leur caractère polluant ou dangereux. |
| Déchets de structure | Déchets radioactifs comprenant les structures métalliques des assemblages combustibles des réacteurs à eau. Ce terme peut aussi s'employer pour les assemblages combustibles des réacteurs rapides à sodium. |
| Déchets à vie courte | Déchets radioactifs contenant en quantité significative des radionucléides dont la période radioactive est supérieure à 31 ans. |
| Déchets à vie longue | Déchets radioactifs dont les composants radioactifs principaux sont des radionucléides dont la période radioactive est inférieure ou égale à 31 ans. |
| Déchets tritiés | Déchets radioactifs, contenant du tritium, pouvant nécessiter une gestion spécifique compte tenu de la grande mobilité de cet élément. |

| | |
|---|---|
| Déchets vitrifiés | Dans le domaine nucléaire, déchets radioactifs conditionnés en utilisant du verre comme matrice de conditionnement. Les solutions de produits de fission ont été les premiers déchets vitrifiés. Il est envisagé que d'autres déchets moins radioactifs soient vitrifiés à l'avenir. |
| Démantèlement | 1 - Ensemble des opérations techniques exécutées pour démonter et, éventuellement, mettre au rebut un équipement ou une partie d'une installation nucléaire. 2 - Dans la réglementation française, phase de la déconstruction d'une installation nucléaire qui comprend toutes les opérations postérieures au décret de mise à l'arrêt définitif. |
| Entreposage (de matières ou de déchets radioactifs) | L'entreposage de matières ou de déchets radioactifs est l'opération consistant à placer ces substances à titre temporaire dans une installation spécialement aménagée en surface ou en faible profondeur à cet effet, dans l'attente de les récupérer. |
| Fissile | 1 - Se dit d'un noyau qui peut subir une fission par interaction avec des neutrons de toute énergie, notamment des neutrons thermiques. Les noyaux de la série des actinides ayant des nombres de neutrons impairs sont soit fissiles (²³³ U, ²³⁵ U, ²³⁹ Pu, ²⁴¹ Pu, etc.) soit émetteurs β- à vie courte (²³⁷ U, ²⁴³ Pu, ²⁴⁴ Am, etc.). Pour ces derniers, la probabilité de fission induite par neutrons est négligeable même à haut flux. 2 - Se dit d'une substance qui contient un ou des nucléides fissiles. On parle alors de matière fissile. |
| Fission nucléaire | Désintégration d'un noyau lourd par division généralement en deux noyaux de masse atomique comprise entre 70 et 170. |
| Installation nucléaire de base (INB) | En France, installation nucléaire qui, par sa nature et ses caractéristiques ou en raison des quantités ou des activités de toutes les substances radioactives qu'elle contient, est soumise à une réglementation spécifique. |
| Isotope | 1 - Tout nucléide d'un élément donné. 2 - Qualifie des nucléides d'un même élément. |
| Marqué (site) | Site présentant des traces de radionucléides naturels ou artificiels, détectables sans qu'il y ait nécessairement d'action particulière envisagée. |
| Matière radioactive | Une matière radioactive est une substance radioactive pour laquelle une utilisation ultérieure est prévue ou envisagée, le cas échéant après traitement. |
| Matrice (de conditionnement) | Matériau solide utilisé pour immobiliser ou pour confiner les déchets radioactifs ou simplement pour améliorer la résistance à l'écrasement du colis de déchets. |
| Métal lourd (tML) | Dans le domaine du combustible nucléaire, ensemble des actinides. En pratique, cette expression concerne essentiellement l'uranium et le plutonium : ainsi dans le calcul du taux de combustion rapporté à la tonne de métal lourd initial, cette dernière quantité est la tonne d'uranium ou de plutonium contenus dans le combustible avant irradiation. |
| Nucléide | Espèce nucléaire caractérisée par son numéro atomique Z et par son nombre de masse A, égal au nombre de nucléons de son noyau. Chaque élément chimique possède en général plusieurs nucléides isotopes. On désigne un nucléide par son symbole chimique précédé de son nombre de masse A en exposant et de son numéro atomique Z en indice, par exemple ²³⁸ ₉₂ U. |
| Période radioactive (ou demi-vie) | Durée nécessaire à la désintégration de la moitié des noyaux d'atomes d'un nucléide radioactif. La valeur de sa période radioactive est une caractéristique essentielle de chaque nucléide radioactif. |

| | |
|------------------------------------|---|
| Plutonium | Elément de numéro atomique Z = 94. Il a été produit initialement pour les applications militaires. Généré dans les réacteurs nucléaires par irradiation à partir de l'uranium 238, il est utilisé aujourd'hui comme constituant des combustibles Mox dans certains réacteurs à eau légère. C'est aussi le combustible retenu dans la plupart des études de réacteurs à neutrons rapides. |
| Pollué (site) | Dans le contexte de la contamination radioactive, qualifie une zone ou un site contaminé de manière importante par des substances radioactives, naturelles ou artificielles. |
| Producteur (de déchets) | Organisme produisant des déchets radioactifs et assurant éventuellement leur conditionnement primaire. |
| Produit de fission | Nucléide résultant d'une fission nucléaire après désexcitation prompte des fragments de fission. En sortie de réacteur nucléaire, la plupart (environ 95 % en masse) des produits de fission sont stables (environ 85 %) ou radioactifs à vie courte (environ 10 %). Quelques uns (environ 5 %), par exemple ⁹⁹ Tc, ¹²⁹ I sont à vie longue. |
| Radioactivité | Propriété d'un nucléide de se transformer spontanément en un autre nucléide, avec émission d'un rayonnement (particules, rayons X, rayons gamma, etc.), ou d'être le siège d'une fission spontanée accompagnée d'une émission de particules et de gammas. Outre la fission spontanée, on distingue principalement la radioactivité alpha, la radioactivité bêta (β ⁺ , β ⁻ , conversion interne), la radioactivité gamma et celle provenant d'une capture électronique. La radioactivité gamma accompagne souvent l'une des autres. |
| Radioélément | 1 - Élément chimique dont tous les isotopes sont radioactifs. 2 - Terme d'emploi déconseillé parfois utilisé pour radio-isotope ou radionucléide. |
| Radionucléide | Nucléide radioactif. |
| Radioprotection | Ensemble des mesures destinées à réaliser la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les effets des rayonnements ionisants et à assurer le respect des normes de base. Elle comprend aussi la mise en œuvre des moyens nécessaires pour y parvenir. |
| Réacteurs à eau pressurisée (REP) | Synonyme de réacteur à eau sous pression. Réacteur à neutrons thermiques utilisant l'eau légère comme modérateur et caloporteur. Cette eau est maintenue liquide dans le cœur grâce à une pression suffisamment élevée pour qu'à la température de fonctionnement, l'ébullition en masse ne puisse pas se produire. |
| Réacteur graphite-gaz | Réacteur nucléaire à fission de première génération utilisant le graphite comme modérateur et le dioxyde de carbone gazeux comme fluide caloporteur. |
| Réacteurs à neutrons rapides (RNR) | Réacteur nucléaire dans lequel on limite la présence de matières pouvant ralentir les neutrons afin que les fissions soient produites principalement par des neutrons rapides. |
| Scénario | Ensemble d'hypothèses relatives à des événements ou des comportements permettant de décrire les évolutions possibles d'un système dans le temps et dans l'espace. |
| Stockage de déchets radioactifs | Le stockage de déchets radioactifs est l'opération consistant à placer ces substances dans une installation spécialement aménagée pour les conserver de façon potentiellement définitive dans le respect de la protection de la santé des personnes, de la sécurité et de l'environnement. |
| Substance radioactive | Une substance radioactive est une substance qui contient des radionucléides, naturels ou artificiels, dont l'activité ou la concentration justifie un contrôle de radioprotection. |
| Taux de combustion | Énergie totale libérée par unité de masse d'un combustible nucléaire. Il est couramment exprimé en mégawatts-jour par tonne. |

| | |
|---------------------------------------|--|
| Terre rare | Élément d'un groupe contenant les lanthanides et deux éléments chimiquement voisins, l'yttrium et le scandium. |
| Toxique chimique | Substance ou élément chimique susceptible d'induire des effets néfastes sur la santé humaine en cas d'ingestion et/ou d'inhalation. L'impact d'un toxique chimique sur la santé humaine est notamment quantifié par sa valeur toxicologique de référence (VTR) qui est une appellation générique regroupant tous les types d'indices toxicologiques qui permettent d'établir une relation entre une dose et un effet (dans le cas d'un toxique à seuil d'effet), ou entre une dose et une probabilité d'effet (dans le cas d'un toxique sans seuil d'effet, souvent cancérigène). Plusieurs éléments ou substances utilisés dans le domaine nucléaire ou présents dans les produits de fission présentent une toxicité radioactive. Pour le stockage profond de déchets radioactifs, sont notamment pris en compte dans les études l'arsenic, le cadmium, le cyanure, le chrome, le mercure, le nickel, le plomb, l'antimoine, le sélénium, le bore, l'uranium, le béryllium, l'amiante. |
| Traitement d'un déchet | Ensemble d'opérations mécaniques, physiques ou chimiques ayant pour but de modifier les caractéristiques des déchets. L'objectif du traitement est de rendre les déchets propres au conditionnement. |
| Traitement des combustibles usés | Ensemble des opérations effectuées sur le combustible usé issu des réacteurs nucléaires pour en extraire des matières valorisables comme l'uranium et le plutonium et conditionner les déchets restants. Le traitement peut aussi être envisagé pour séparer d'autres éléments. |
| Tritium | Isotope de l'hydrogène de nombre de masse égal à 3. C'est un émetteur bêta de faible énergie (en moyenne 13 KeV) et d'une période de 12,3 ans. Il est utilisé dans de nombreuses molécules marquées. Les projets actuels d'application de la fusion nucléaire font tous appel à la réaction deutérium-tritium. Dans les applications industrielles civiles actuelles, c'est surtout un déchet radioactif, qui nécessite une gestion particulière en raison de sa grande mobilité. |
| Uranium de retraitement (URT) | Abréviation utilisée pour l'uranium issu du traitement des combustibles usés. On dit aussi uranium de retraitement ou encore uranium de traitement. |
| Uranium de retraitement enrichi (URE) | Uranium enrichi provenant de l'enrichissement d'uranium issu du traitement des combustibles usés. On dit aussi uranium de traitement enrichi. |
| Vie courte (VC) | Voir : déchets à vie courte. |
| Vie longue (VL) | Voir : déchets à vie longue. |
| Volume équivalent conditionné | Volume d'un colis de déchets, une fois que celui-ci a suivi toutes les étapes de traitement et de conditionnement aujourd'hui envisagées par son producteur. |





Crédits photos

Photothèque Andra :

M. Aubert, P. Bourguignon, P. Demail,
Les Films Roger Leenhardt, D. Ladsous,
E. Le Marchand, P. Maurein, B. Trutmann

Photothèque CEA :

DAM, A. Gonin, Foulon, Le Corre, P. Dumas,
P. Stroppa, A. Venturier, D. Vincon

CNRS Photothèque :

J.M. Piel

Photothèque AREVA :

G. Carillo, E. Cervo, Eurodoc Centrimage,
C. Dupont, Y. Geoffray, J.C. Grelier, Harry Gruyaert,
G. Hallary, S. Jézéquel, P. Lesage, J.M. Taillat

Photothèque DCNS (droits réservés) :

Biaugeaud

Médiathèque EDF :

P. Bérenger, H. Cazin, A. Gonin, G. Jaumotte,
S. Loubaton, M. Morceau, C. Pauquet,
J.C. Raoul, F. Sautereau
et photothèques ASN, CIS-BIO, RHODIA, SOCODEI.

L'ÉDITION 2009 DE L'INVENTAIRE NATIONAL DES MATIÈRES ET DÉCHETS RADIOACTIFS



Rapport de synthèse



Inventaire géographique



Catalogue descriptif des familles



Résumé

L'ensemble de ces documents est disponible sur Cd-Rom
et sur le site internet de l'Andra www.andra.fr
où vous pourrez aussi apporter vos suggestions