

# Déchets nucléaires : état des lieux

**Isabelle Billard<sup>1</sup>**

IPHC, UMR 7178, DRS/Chimie Nucléaire,  
Bât. 35, B.P. 28,  
67037 Strasbourg Cedex 2

## **Résumé**

Les déchets nucléaires posent des problèmes de gestion à tous les pays qui possèdent une industrie nucléaire civile. Que ces pays aient ou non choisi de retraiter les déchets, ils doivent régler aussi la question de leur tri, de leur entreposage et de leur stockage. Dans ce cours, après avoir défini ce qu'est un déchet (éventuellement) radioactif, puis les diverses classes de déchets, (volumes, tonnages, types etc) on présentera les divers modes de gestion qui ont cours dans le monde, en s'attardant plus spécialement sur le cas de la France qui retraite, entrepose et stocke ses propres déchets. Cette partie du cours sera illustrée de nombreuses photos. Les différents sites de stockage français seront également présentés. Des comparaisons seront faites avec d'autres pays ayant choisi des solutions différentes (pas de retraitement, par exemple). Les évolutions prévisibles selon les choix qui seront faits pour la génération IV des futurs réacteurs nucléaires civils seront ensuite abordées. Le cas des déchets nucléaires militaires ne sera pas abordé.

## **Summary**

Nuclear wastes are a major concern for all countries dealing with civil nuclear energy, whatever these countries have decided yet about reprocessing/storage options. In this chapter, a (exact) definition of a (radioactive) waste is given, together with definitions of waste classes and their characteristics (volumes, types etc). The various options that are currently experienced in the world will be presented but focus will be put on the French case. Envision evolutions will be briefly presented.

---

<sup>1</sup> [isabelle.billard@ires.in2p3.fr](mailto:isabelle.billard@ires.in2p3.fr)

## **Avertissement.**

Ce texte accompagne le cours donné lors de l'Ecole Internationale Joliot-Curie de 2006 et doit se comprendre comme un support et un complément. Le sujet étant vaste et, comme on le comprendra, fortement dépendant de toutes les questions (non abordées dans ce chapitre) de la gestion globale du combustible nucléaire, il est bien entendu que ces quelques pages ne présentent qu'un résumé de la situation, qui pourra parfois être jugé réducteur.

En dehors les questions scientifiques, que j'ai tenté de présenter d'une façon concise et si possible, impartiale, les tenants et les aboutissants politiques inévitables dès que l'on parle des déchets nucléaires m'ont, à certains endroits de ce texte, poussée à exprimer des opinions, qui, bien entendu, n'engagent que moi.

## **Sources**

Les informations contenues dans ce texte sont la synthèse de mes connaissances personnelles, de nombreuses discussions que j'ai eu la chance et l'honneur d'avoir avec différentes personnalités du domaine ainsi que de notes prises au cours de très nombreuses conférences. Certaines de ces informations proviennent de lectures et de documents divers (rapports internes, publications spécialisées, sites WEB...), voire de la presse ou des média. Dans la mesure du possible, les crédits sont insérés dans le texte.

### *Note :*

*Les chiffres et les faits mentionnés dans ce cours sont sujet à évolution. Ils ont été insérés en fonction des données qui m'étaient disponibles. Le lecteur trouvera donc souvent des indications datées entre parenthèse, qui lui permettront, tout comme à l'enseignant, de situer temporellement les informations.*

Bibliographie sommaire conseillée du fait de sa qualité (grand public mais fort bien faite).

le site web de l'ANDRA.

les rapports de l'Assemblée Nationale (rapports « Bataille »).

la revue « Revue Générale du nucléaire », 6 numéros par an.

En librairie relativement spécialisée, on trouvera également :

« Le cycle du combustible nucléaire », éditions de Physique, 2002, coordinateur L. Patarin.

« Les déchets nucléaires, un dossier scientifique », les éditions de Physique, 1997, éditeur R. Turley.

« Electronucléaire : une présentation par des physiciens », publication du cercle d'étude sur l'énergie nucléaire,

Bourgeois, M., Techniques de l'Ingénieur, « Génie Nucléaire », BN 3-650.

## I. INTRODUCTION

Il m'a paru essentiel de m'attarder d'abord un peu, bien que ce ne soit pas le corps même du sujet, sur certaines des questions relatives au **retraitement des déchets nucléaires**. En effet, on ne peut pas parler des déchets nucléaires sans aborder conjointement la question de leur éventuel retraitement préliminaire, tant les deux sujets sont liés. Rappelons que bien que de nombreux pays aient décidé, pour l'heure, de ne pas retraiter leurs combustibles irradiés arrivés en fin de vie, certains retraitent tout ou partie de leurs combustibles. L'industrie du retraitement des matériaux nucléaires est diversifiée et dynamique. Les aspects économiques du retraitement/stockage des déchets nucléaires sont si prégnants qu'il est impossible de dissocier politique, économie et science.

## II. LE RETRAITEMENT DES COMBUSTIBLES

### II. 1. Aspects politiques français, européens et mondiaux

La France est un des principaux acteurs du nucléaire mondial, grâce notamment à la société Areva, qui intervient à tous les niveaux économiques du cycle du combustible nucléaire et, en particulier, dans les opérations industrielles du retraitement des déchets nucléaires civils de nombreux pays. De ce fait, les contraintes politiques sont fortes.

Notons tout d'abord que les lois internationales obligent les pays producteurs d'énergie nucléaire à stocker sur leur sol les matériaux nucléaires leur appartenant, quand bien même un retraitement aurait été effectué dans un pays tiers, moyennant une rétribution financière. La totalité des volumes générés par les opérations de retraitement doit donc être rendue aux pays (ou opérateurs économiques) propriétaires. En France, on assiste régulièrement à des « psycho-drames » organisés par les organisations écologistes lorsque des convois traversent notre pays dans un sens ou dans l'autre. Afin de relativiser les choses, rappelons qu'il y a eu au total 9 transports de déchets vitrifiés entre la Hague et le Japon entre 1995 et 2004, le dernier transport concernant 132 containers.

D'un point de vue politico-économique, certains pays étrangers tarderaient à récupérer le Pu issu du retraitement effectué en France de leurs déchets. La loi du 30/12/1991 spécifie pourtant que l'entreposage en France de déchets radioactifs importés, même si leur retraitement a été effectué sur le territoire national, est interdit au-delà des délais techniques imposés par le retraitement. Malgré tout, en 1996, la France recensait 65,4 t de Pu « sur étagères » (cad : séparé, non irradié), dont 30 t appartenaient à des sociétés étrangères (source : rapport Bataille).

Aux niveaux européen et mondial, de grandes sociétés se sont également lancées dans l'industrie du retraitement des déchets nucléaires, avec des bonheurs divers, ce qui fait que l'offre de retraitement industriel est assez diversifiée, comme le démontre le tableau ci-dessous. Toutefois, jusqu'à très récemment, la question du retraitement n'a été considérée que sous l'angle purement économique, et non pas comme une question globale internationale, impliquant tous les pays, qu'ils possèdent des centrales ou non. En février 2006, la publication par la DOE du « Global Nuclear Partnership », document spécifiant les idées américaines concernant la gestion des déchets nucléaires a véritablement initié une vision mondiale et globale du problème, ce qui, *a priori*, est une bonne chose. Dans ce document, les USA s'engagent un peu plus que précédemment en faveur d'un

recyclage de leurs combustibles irradiés mais présentent également leur point de vue global sur le sujet.

**T1** :Capacité de retraitement des déchets nucléaires dans le monde.

Pays	opérateur	site	Capacité (t /an) (nominale/effective)
France	AREVA	La Hague	1700/1100
Royaume Uni	BNFL/THORP	Sellafield	1200/900
Japon	?	Rokkasho-Mura*	800/800
Russie	MINATOM	Tcheliabinsk Krasnoïarsk**	400/150 (a) 1500

(\*) démarrage prévu mi-2007.

(\*\*) inachevée (en 2000). Le chiffre est celui de la capacité théorique finale.

(a). L'usine de retraitement de Mayak est destinée essentiellement au retraitement du combustible russe et n'est pas adaptée aux combustibles REP/REB occidentaux.

Ce projet, qui doit être précisé par l'administration américaine, nécessitera l'accord des grandes nations nucléaires et peut être résumé de la façon suivante : Le monde est constitué des nations dites « fuel cycle states » (France, US, Grande Bretagne, Russie, Chine, Japon, bref les pays disposant à l'heure actuelle d'une puissance nucléaire civile) et des nations dites « reactor states » (les autres nations). Les premières fourniraient aux secondes des centrales « clefs en main », ainsi que les combustibles associés. Elle reprendraient également les combustibles usés, qu'elles brûleraient dans des centrales dédiées (notons au passage qu'il n'est pas très clair si cela produirait de l'énergie au réseau) avant, sans doute, de rendre les éventuels déchets ultimes pour entreposage à leurs propriétaires (la technologie pour brûler les combustibles usés n'étant pas au point, il est difficile de se prononcer sur l'existence de tels déchets). Ceci assurerait, dans l'idée américaine, une sécurité mondiale accrue contre la prolifération et le terrorisme nucléaire. Notons toutefois que depuis 20 ans (au moins, en 2006) que le credo américain s'articule autour de la lutte contre la prolifération nucléaire, rien n'a pu empêcher l'Inde, le Pakistan et sans doute bientôt l'Iran de se doter d'armes nucléaires et de missiles associés. On peut donc douter de l'efficacité du dispositif proposé. De plus, cette répartition des tâches peut être jugée discutable : l'énergie nucléaire serait de facto aux mains de certaines puissances occidentales disposant des compétences technologiques permettant de concevoir des centrales et les autres pays seraient excessivement dépendants du bon vouloir de ces quelques nations. S'il y a bien là, d'un point de vue occidental, un renversement favorable de la dépendance énergétique actuelle vis à vis du pétrole et des pays de l'OPEP, on peut aussi regretter la vision du monde qu'elle sous-tend.

## **II. 2. Aspects économiques du retraitement**

### **II.2.1. Capacité de retraitement en France**

Autrefois, la France disposait de deux usines de retraitement: La Hague (début du retraitement en 1966 pour les UNGG et en 1976 pour les REP) et Marcoule (qui avait aussi pour mission de produire le Pu militaire). Cette dernière usine est en démantèlement depuis le 1<sup>er</sup> janvier 1998. Elle aura fonctionné environ 40 ans. Actuellement (2002), il y a deux unités opérationnelles de retraitement à La

Hague (nommées UP2 et UP3 ; UP1 est en démantèlement depuis 1997). Une unité UP4 est prévue pour être mise en service en 2040. Chacune de ces deux unités a une capacité de 1000 t/an mais l'autorisation globale est de 1700 t/an (2002). La capacité totale de retraitement du combustible en France (1700 t/an) n'a pas varié significativement depuis 1996 au moins. La « production » française de combustible potentiellement passible de retraitement est de 1150 t/an (2003), donc inférieure à la capacité totale. Actuellement (2002), la France retraite 850 t/an de son propre combustible et, si on ajoute l'ensemble des retraitements de combustibles étrangers effectués en France, on arrive à environ 1100 t/an de travail à effectuer. On est donc en dessous de la capacité maximale de retraitement. En 2002, La Hague entreposait en piscine environ 7000 t de combustibles usés, en attente de retraitement, ce qui représente environ 6 ans de travail (à raison de 1100 t/an).

## **II. 2. 2. Contrats français pour le retraitement de combustibles étrangers**

La France a signé des contrats industriels avec d'autres pays pour le retraitement de leurs déchets nucléaires, d'où la nécessité d'une surcapacité par rapport à la seule production française (même en supposant que la France retraite tout son combustible, ce qui n'est plus vrai depuis 2002 au moins). Parmi les pays faisant effectuer le retraitement en France, citons: La Belgique (403 t), la Suisse (285 t), l'Allemagne (2700 t), le Japon (1080 t) et les Pays-bas (160 t)<sup>2</sup>. La France a également passé un contrat avec l'Australie pour le combustible d'un réacteur de recherche. Au total, 27 compagnies étrangères font retraiter à la Hague les combustibles usés qu'elles produisent et, en 2002, AREVA représentait 47% des parts du marché du retraitement mondial. Cette activité a généré un chiffre d'affaires de 14 milliards de FF en 1997 et de 1650 millions d'euros en 2002 (Pour AREVA/COGEMA). Le résultat net en 1998 pour Cogema est de 180 M€ (après impôts).

Certains contrats signés dans les années 1970-1980 sont arrivés à échéance et n'ont pas tous été renouvelés, ce qui explique la chute importante des tonnages retraités en France depuis 1997 (voir courbe fournie). De plus, certains pays, comme le Japon, sont en train de construire leur propre usine de retraitement (en collaboration étroite avec AREVA, l'usine étant une usine « soeur » de celle de La Hague et les opérateurs japonais étant formés en France) ; d'autres, comme l'Allemagne, ayant décidé de « sortir du nucléaire », auraient tendance à diminuer leur volume de commande, même si un contrat a été passé jusqu'en 2009 (sur 36 réacteurs présents sur le territoire allemand en 2003, 16 étaient arrêtés à cette date. On notera un léger infléchissement de la politique allemande en faveur du nucléaire à partir de mars 2005 – gouvernement Merkel).

En octobre 2004, a débuté le retraitement du Pu militaire américain prévu pour le démantèlement. Ce Pu doit finir dans un réacteur moxé américain et c'est la France qui a emporté le contrat de ce premier essai. Ainsi, 150 kg de Pu sont arrivés par bateau à la Hague.

## **II.2. 3. Transport**

Le transport vers l'usine de retraitement se fait en général par voie routière ou par rail mais des transports aéronautiques sont au point ou étudiés par la société spécialisée (Transnucléaire, Paris). Des transports aériens sont effectifs entre la

---

<sup>2</sup> Les chiffres entre parenthèses représentent le tonnage total cumulé en 1995 retraité à la Hague

Russie et l'Arménie (pour du combustible neuf) depuis 2004. Enfin, les pays étrangers (Japon, notamment) acheminent leurs déchets par voie maritime.

Un container de transport contient 6 t de combustible (constitués de 12 assemblages de combustibles extraits du coeur d'un réacteur) et pèse au total 100 t. Ces containers sont prévus pour résister à l'écrasement du fait de leur poids mais aussi s'ils se trouvaient sous plusieurs autres containers de même type (éventualité d'un accident). Enfin, des normes très précises réglementent la radioactivité au contact et à 1 m.

## **II. 3. Procédé PUREX : résultat et performances**

### **II. 3. 1. Généralités**

Ce procédé a été utilisé pour la première fois en 1954 aux USA. Il est utilisé massivement par tous les pays disposant d'une industrie nucléaire produisant du Pu. Il signifie : Plutonium, Uranium Refining by EXtraction. Il s'agit, d'une part, de récupérer l'uranium et le plutonium contenus dans le combustible irradié en vue de les réinjecter dans le cycle du combustible, et, d'autre part, de mettre de côté en prévision de leur stockage les autres éléments du combustible irradié. Ces opérations de tri génèrent donc deux flux de matières radioactives : les matières « nobles » (U et Pu) qui sont recyclées et les autres, qui sont considérées comme des déchets inutilisables. Comme toutes les activités humaines, ces opérations industrielles génèrent leurs propres déchets, qui viennent s'ajouter à ceux déjà contenus dans le combustible. Par ailleurs, il existe des autorisations légales de rejet, qui permettent l'évacuation de certains gaz et liquides radioactifs dans l'environnement.

### **II. 3. 2. Performances**

Grosso modo, le rendement est supérieur à 99,5% (récupération du Pu à 99,88 %). Les facteurs de séparation d'avec les Produits de Fission (PF) sont de l'ordre de  $10^6$  à  $10^8$  (c'est-à-dire que dans les PF, il reste moins de  $1 \mu\text{g l}^{-1}$  de Pu). Le résultat de ces étapes de retraitement est résumé ci-dessous : [Les chiffres donnés sont des valeurs moyennes].

Départ (1 tonne de combustible irradié) :

U : 955 kg (dont  $^{235}\text{U}$  : 0,9 %) ; Pu : 9,7 kg PF : 35 kg (26 PBq) etc.

$\beta\gamma$  :  $7 \cdot 10^5$  Ci

$\alpha$  :  $7 \cdot 10^3$  Ci

Arrivée :

U purifié : 950 kg (autres éléments :  $\beta\gamma < 0,5$  Ci ;  $\alpha < 6,8 \cdot 10^{-3}$  Ci)

Pu : 9,66 kg ( $\beta\gamma < 4 \cdot 10^{-2}$  Ci ; impuretés < 60 g)

### **II. 3. 3. Problèmes et améliorations envisagées**

Les obligations de sécurité et de performances sont régulièrement revues à la hausse, ce qui oblige l'industriel à améliorer constamment le procédé. En particulier, l'iode, dont les rejets actuels sont inférieurs aux limites légales, possède un impact sociologique important qui nécessite que son devenir soit maintenant très surveillé. Cela pourrait, dans le futur, être le cas du tritium. Enfin, le technétium, dont la



présence conduit à l'accumulation de Pu en des endroits non désirés de la chaîne de retraitement, pose problème.

Dans les procédés à l'étude, aucune amélioration concernant le T n'est envisagée et T restera vraisemblablement, dans un avenir proche, rejeté dans sa totalité sous forme d'eau tritiée, liquide ou gazeuse. Rappelons que la période radioactive de T est 12,3 ans (décroissance vers H et D, tous les deux stables), pour une période biologique de 14 jours et que cet élément s'accumule peu dans le corps humain ou dans la matière vivante (à part certains cactus...). En revanche, il est maintenant possible de forcer l'iode à dégazer pour le piéger ensuite, ce qui permet de le récupérer à 99%. Dans le cas de Tc, dont la fraction soluble est récupérée actuellement à 90%, il semble qu'il soit possible d'atteindre 95%<sup>3</sup>.

## II. 4. Mais au fait, pourquoi retraite-t-on ?

### II. 4. 1. Le retraitement est-il justifié ?

Dans le monde, ce sont environ 340 GWé d'énergie électrique d'origine nucléaire qui sont produits annuellement, avec approximativement une répartition 50/50 entre les options de retraitement et de stockage direct. On voit donc que le choix n'est pas évident. Il ne faut pas se cacher que les préoccupations écologiques actuelles sont relativement récentes. Au départ, PUREX a été conçu pour récupérer le Pu à des fins militaires uniquement. Parmi les raisons souvent invoquées pour justifier le retraitement, on peut citer :

**1) Le combustible en fin de vie contient encore du  $^{235}\text{U}$  non consommé.** Le combustible « usé » contient en effet 0,9% de  $^{235}\text{U}$ , ce qui en fait *ipso facto* un minerai enrichi, qu'il serait regrettable de jeter à la poubelle.

**2) Il faut extraire le Pu au maximum** parce que :

a) C'est un élément particulièrement toxique pour être mis dans une "poubelle", même sophistiquée. Cet argument est tendancieux parce que l'extraire ne permet que de le contrôler, au mieux, pas d'éliminer sa radiotoxicité.

b) Son retour dans la filière civile évite l'utilisation à des fins militaires. En France, la filière militaire et la filière civile du Pu sont nettement distinctes (en particulier, les usines civiles ne sont pas autorisées à fabriquer du Pu militaire, qui doit être fabriqué à part). Insistons sur le fait que les qualités isotopiques du Pu militaire et civil sont très différentes, ce qui fait que fabriquer une bombe à partir de combustible civil n'est pas chose aisée.

Inversement, le retraitement de Pu militaire est délicat et ce matériau très particulier nécessite de profondes modifications pour être exploitable sans danger dans une filière civile. Actuellement, à travers les accords SALT, seuls les USA et la Russie ont prévu de décommissionner une partie de leur Pu militaire (34 tonnes chacun). Le retraitement de ce combustible sera effectué en France, une fois que les pays producteurs auront (secret défense oblige) « harmonisé » le pourcentage isotopique de la poudre de  $\text{PuO}_2$  qu'ils fourniront à l'opérateur Cogéma. Les accords passés avec les USA ont mené à un premier test et le premier assemblage de MOX fabriqué à partir de Pu militaire a été livré à l'exploitant US en 2005. Si tout se passe selon les prévisions, 4 PWR devraient être moxés en 2009 aux USA avec du Pu d'origine militaire. Les accords avec la Russie sont nettement moins avancés (2004). Inversement,

---

<sup>3</sup> la fraction non soluble de Tc est gérée à part depuis longtemps ; notons que l'on maîtrise mal la quantité de Tc sous forme insoluble d'un combustible à un autre.

c) Pu fournit de l'énergie supplémentaire. Il y a effectivement un effet prolongateur du Pu, matériau fissile. Il reste toutefois à faire la balance économique entre l'énergie dépensée pour récupérer Pu et l'énergie qu'il apporte. D'après le CEA, le gain serait faible ou nul (mais il reste à savoir comment tout ceci est calculé).

d) La pénurie prévisible de l'uranium, l'extension de la filière RNR (Réacteur à Neutrons Rapides), le manque de Pu qui sera la conséquence du développement de cette filière dans le monde entier imposent le retraitement. Tous ces arguments tombent à l'eau si l'on abandonne la filière RNR, comme c'est maintenant le cas en France mais il est probable que les RNR reviendront à la mode, du fait des contraintes énergétiques qui s'accumulent.

### **3) On réduit considérablement le volume des déchets.**

Bien entendu, cette réduction dépend du type de retraitement. En 1980, on avait en moyenne 3 m<sup>3</sup> de déchets prévus en stockage profond par tonne de combustible irradié, en 1995 on était à 1 m<sup>3</sup> par tonne et on est à moins de 0,5 m<sup>3</sup> en 2003. Si on ne traite pas, il semblerait que l'on atteigne 2 m<sup>3</sup> par tonne.

### **4) Le retraitement diminue la radioactivité**

C'est pour le moins une assertion hasardeuse. Le retraitement ne diminue en aucune façon la radioactivité globale. Il est clair que les comptes des "pro retraitement" ont tendance à « oublier » le Pu, puisque le retraitement le déplace de la case "déchets" à la case "combustible", ou "matériau noble", ce qui fait du même coup, disparaître sa radioactivité. Ceci peut très bien être considéré comme un tour de passe passe comptable.

Notons qu'un argument supplémentaire se fait jour depuis peu dans la littérature spécialisée : le retraitement serait également un moyen de récupérer les métaux précieux tels que Pd, Rh, Ru et Ag présents dans le combustible. La validité et l'intérêt économique de cet argument restent à démontrer.

## **II. 4. 2. A-t-on le choix de retraiter ou non ?**

A priori, nous avons le choix puisque certains pays ne retraitent pas leurs déchets (Suède, USA, par exemple en 2004). Parmi les pays qui retraitent (au moins partiellement) leurs combustibles, citons (en 2002), le Japon, la Suisse, l'Australie, l'Allemagne, la Russie et la France. D'autres pays font de l'entreposage à sec des barres de combustibles, en attendant de prendre une décision.

Le cas américain est exemplaire à ce sujet. Nous avons déjà évoqué plus haut les questions politico-philosophiques du projet de retraitement présenté par la DOE début 2006, et nous survolerons ici les problèmes techniques qu'il soulève. Le radical changement d'optique contenu dans ce plan est à la fois une impressionnante démonstration de la volonté d'une nation puissante de changer de cap et la preuve que toute vérité politique est éphémère.

En 1992, le « Nuclear Act » confirmait le cycle ouvert (sans retraitement) annoncé dès 1973 (lors de la présidence de J. Carter). Ce choix d'un stockage direct était la conclusion logique de plusieurs tendances lourdes de l'administration et de la société américaines : pas de problème d'approvisionnement considéré, peur d'une prolifération de Pu à visées militaires en cas de retraitement. Le Nuclear Act de 1992 stipulait également qu'un site de stockage serait construit pour 1998 dans les Yucca Mountains (Nevada, à quelques 100 miles de Los Angeles, dans un désert inhabité) et on notera le délai très court imparti pour la construction d'un tel ouvrage. Un second site de stockage était prévu, « quelque part à l'est du Missipi » (donc dans la région peuplée des USA). La DOE devait, de plus, commencer à retirer le combustible usé des piscines des exploitants dès 1998 en vue du stockage et une



taxe sur les MW vendus a été effectivement prélevée pour financer le tout. En 2006, force est de reconnaître que les délais imposés n'ont pas été respectés, ce qui conduit à un embroglio juridique.

A l'heure actuelle (2006) le combustible déchargé annuellement aux USA est de l'ordre de 2500 t/an. Le site des Yucca Mountains dont la construction n'a toujours pas démarré en 2006, se trouve donc, de fait, déjà plein avant d'avoir été ouvert, la masse totale des combustibles usés en attente étant de l'ordre de 70 000 t, soit la capacité maximale prévue pour le site ! Pour ne rien arranger, les spécifications de sécurité pour le site des Yucca Mountains ayant évolué avec le temps, le site n'est déjà plus aux normes avant d'être construit, ce qui fait qu'il n'y a plus aucun planning de construction publié. Un réflexe typiquement américain fait qu'en 2006, 61 actions en justice ont été déposées par des électriciens exploitants contre la DOE, qui ne tient pas son engagement de retirer le combustible usé des centrales. Le premier cas a été jugé (2006) et la DOE condamnée à verser 31 MUSD, ce qui n'est sans doute qu'un début. Certains états (Californie, Minnesota) ont pris la relève, en votant des lois interdisant la prolongation du fonctionnement des centrales nucléaires sur leur sol si la gestion des déchets n'est pas effective. On se dirige probablement vers un nouveau black-out dans certains états, comme à New-York ou en Californie. Bref, début 2006, l'impasse était totale.

Tout ceci (et bien d'autres considérations géopolitiques dans le détail desquelles nous n'entrerons pas) a mené les USA à proposer en février 2006 le « Global Nuclear Energy Partnership », qui représente, de fait, un changement radical de la politique menée jusqu'à présent vis-à-vis des déchets nucléaires américains. Par ailleurs, il est prévu de construire le plus vite possible un laboratoire de recherche pouvant traiter jusqu'à 25 t de combustible par an (les américains ne disposent pas encore -2006- de ce type d'installation sur leur sol puisqu'ils ne retraitaient pas jusqu'à présent ; ce serait équivalent à l'installation française Atalante, sur le site de Marcoule), un démonstrateur pilote pour le recyclage groupé des Actinides Mineurs (AM) pour 2011 et un RNR au Na, combustible de type UPuZr pour 2014, avec un retraitement par pyrochimie. Encore une fois, ces délais très courts paraissent un peu difficiles à tenir.

En ce qui concerne la France, les piscines de stockage d'attente commencent à déborder (capacités de stockage en piscine saturées vers 2010) et il va bien falloir faire quelque chose de ces combustibles en fin de vie, qu'on les retire ou qu'on les stocke en l'état. Cependant, cette dernière hypothèse est délicate à mettre en oeuvre en France. Le mot d'ordre a tellement été le tout retraitement que l'on a fort peu étudié les modalités d'un stockage sans retraitement de barres de combustibles et que cela ne s'improvise pas.

### **II. 4. 3. Qui décide ?**

C'est une grave question car les éléments de décision ne sont pas tous scientifiques, bien au contraire. Bien qu'une loi ait été votée en 1991 par une Assemblée responsable et fort bien informée par une commission de haute qualité scientifique, les choix faits à l'époque ont été partiellement remis en cause par des changements de la politique d'EDF. Il y avait trop de Pu dans le monde pour le parc PWR fonctionnant avec du MOX et Super Phenix n'a pas eu le succès escompté. En conséquence, depuis 1994, EDF ne retire plus que 850 t sur les 1200 t extraites par an et entrepose le reste, à la Hague (les autorisations d'entreposage sont données pour 30 ans et d'après AREVA, il serait possible de prolonger de 20 ans). Ce retraitement partiel conduit à environ 120 t de MOX, capacité compatible avec le

chargement en MOX des centrales françaises. EDF a signé en 2002 un engagement vis à vis d'AREVA pour du retraitement jusqu'en 2007, et une option (« engagement consenti ») est prise jusqu'en 2015. Sans vouloir présager de la décision du Parlement français (2006), l'opérateur EDF a déjà prévu deux scénarios possibles : retraitement différé ou stockage direct du combustible mais on pourrait également se diriger vers une relance spectaculaire du nucléaire civil (avec retraitement).

## **II. 5. Retraitement poussé**

### **II. 5. 1. Introduction**

La loi française de 1991 (dite loi Bataille) donne mission au CEA, au CNRS et aux autres organismes de recherches d'étudier la question du devenir ultime des déchets nucléaires selon les trois axes suivants :

- 1) séparation et transmutation des éléments à vie longue
- 2) stockage dans les formations géologiques profondes
- 3) conditionnement de longue durée en surface et/ou subsurface

Ces trois axes de recherches ont été définis après un examen sérieux et attentif de la situation qui prévalait en 1991 et il est prévu par la loi que les deux assemblées représentatives soient de nouveau consultées en 2006. Des rapports d'étapes réguliers sont fournis aux représentants élus.

En dehors de la France, seul le Japon s'est doté d'une loi sur ce sujet. Un bilan a été présenté au parlement japonais en 1999 et la décision de construire un site de stockage a été prise en 2000. A l'heure actuelle (2002), l'étude de plusieurs sites possible est entamée (géologie, hydrologie etc ).

### **II. 5. 2. Retraitement poussé : pourquoi, comment, dans quelles conditions ?**

Bien que les trois axes de la loi soient fortement tournés vers l'aspect stockage et conditionnement, l'axe 1 impose de lancer des recherches sur les éléments à vie longue et notamment les AM, en vue de leur transmutation. La transmutation (qui sera détaillée lors de l'Ecole mais dépasse de très loin le cadre de ce cours) nécessite une profonde refonte des opérations industrielles actuelles du retraitement et des modifications très importantes de l'ensemble du cycle électronucléaire. Elle passe par le « retraitement poussé », qui permettrait de séparer (éventuellement isotopiquement) les éléments prévus pour la transmutation. On se trouve donc immédiatement confronté à l'évolution de la définition du déchet radioactif ultime, puisque si les AM sont brûlés dans des centrales qui restent à concevoir, ils disparaissent de la case « déchets prévus en stockage profond ». Outre les AM, d'autres éléments sont apparus comme nécessitant une étude approfondie, afin de décider s'il faudrait les transmuter ou les stocker dans des matrices spécifiques :  $^{129}\text{I}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ , Cs (tous isotopes confondus) et  $^{78}\text{Se}$ . Cette dernière liste d'éléments a évolué au cours des 15 années de la loi Bataille, le Se apparaissant relativement tard dans cette période.

Il est donc très important d'insister sur le fait que le retraitement poussé, dans sa forme actuelle, n'est qu'une étape. Rappelons certaines des conclusions de la CNE (Commission Nationale d'Evaluation française) en juin 2005 :

- 1) « Séparation poussée et transmutation forment un tout indissociable ».
- 2) « Un long chemin reste à parcourir pour la démonstration technique de la transmutation »
- 3) « On ne dispose pas d'un RNR-sodium dont la faisabilité technique en situation de transmutation soit démontrée ».

En conclusion : « la transmutation est un espoir qui repose sur des filières qui ne sont qu'à l'état de concept à ce jour » (tiré de la présentation de B. Tissot, juin 2005, président de la CNE).

Quoiqu'il en soit, l'augmentation régulière, du fait du déchargement, des quantités de combustible usé rend de plus en plus délicates les modalités actuelles, en particulier le transport d'un coté sur l'autre des combustibles usés et retraités à travers le continent européen. Les objectifs (annoncés en 2004) de l'opérateur français du secteur sont de diviser par 3 le prix du retraitement, en optimisant les procédés hydrométallurgiques (un seul cycle d'extraction, usines compactes etc). Au Japon et aux USA, la priorité est également à la réduction du volume des déchets ultimes, ce qui passe par un cycle fermé pour les AM et des RNR. En Russie, l'accent est mis sur le traitement des déchets antérieurs accumulés.

### **II. 5. 3. En guise de conclusion**

**On n'échappera pas au stockage**, quels que soient les progrès du retraitement. C'est la nature et la durée de vie des éléments stockés qui seront modifiées par l'option choisie.

Note :

En ce qui concerne le démantèlement des usines, fin 2004, 3 réacteurs étaient soit totalement démantelés en France soit en cours : Chinon (2 tranches UNGG) et Brennilis, (tranche à D<sub>2</sub>O en cours). Au total, dans le monde, 19 réacteurs sont démantelés ou en passe de l'être fin 2005, de types variés : PWR, UNGG, AGR, D<sub>2</sub>O etc.

### III. Y A T-IL DES DECHETS DANS LE NUCLEAIRE ?

#### III. 1. Les déchets ? Quels déchets ?

Tout d'abord, voyons la définition du déchet radioactif selon l'Agence Internationale de l'Energie Atomique : "Toute matière pour laquelle aucune utilisation n'est prévue et qui contient des radionucléides en concentration supérieure aux valeurs que les autorités compétentes considèrent comme admissibles dans des matériaux propres à une utilisation sans contrôle". Cette définition a souvent été reprise par les Assemblées Nationales.

Le classement « administratif » des déchets n'est pas simple, compte tenu de leur diversité d'état (solide, liquide ou gazeux) et de leurs caractéristiques « annexes » (déchets cellulosique ou métallique etc). C'est probablement une des raisons pour lesquelles il est si difficile d'obtenir des chiffres clairs et cohérents quant au volume de ces déchets. On répartit les déchets selon deux caractéristiques majeures : leur activité totale et la présence ou l'absence de produits radioactifs de longue période (i.e. supérieure à 30 ans)<sup>4</sup>.

- **déchets de Très Faible Activité (TFA)** : entre autres, les déchets miniers mais aussi les barres de graphite issues du démantèlement des UNGG françaises, qui contiennent du <sup>14</sup>C. On y retrouve aussi tous les objets contenant du radium (montres, appareils de mesures anciens etc...)

- **déchets de Faible Activité (FA), à vie courte ou à vie longue** : activité comprise entre  $10^2$  et  $10^5$  Bqg<sup>-1</sup>. Ce sont en général des déchets technologiques, composés pour une bonne part de cellulose (gants, chiffons, blouses etc) mais aussi tous les outils contaminés, les palettes de transport ...

- **déchets de Moyenne Activité (MA), à vie courte ou à vie longue**: activité aux alentours de  $10^5$  Bq g<sup>-1</sup>. Ce sont des résines de réacteurs, des boues de retraitement, des fragments de métaux...

- **déchets de Haute Activité (HA)** : Fortement radioactifs, contenant des PF, émettant beaucoup de chaleur. Activité aux alentours de  $10^9$  Bqg<sup>-1</sup>. Ils doivent être refroidis en piscine au moins 30 ans avant un éventuel stockage en site géologique profond. Ils proviennent du retraitement ou sont constitués du combustible irradié non retraité et laissé en l'état.

Notons que l'industrie civile du nucléaire n'est pas la seule à générer des déchets radioactifs. Les centres de recherches et les hopitaux produisent aussi de ces déchets, en quantité faible (petits producteurs, selon la terminologie ANDRA) mais de composition variée.

#### III. 2. Quels tonnages ?

Pour appréhender cette question, il faut toujours considérer les aspects de volumes et de radiotoxicité. L'argument des écologistes sur la dangerosité des déchets nucléaires est biaisé : ils oublient un peu trop vite que les volumes générés sont faibles (rappel : les soutes de l'Erika, un des trop nombreux pétroliers à avoir coulé, recelaient encore fin 2003 13 000 tonnes de brut qui devrait être pompé soit un volume approximatif de :  $10\ 000\ m^3$  si  $d = 0,8\ m^3$ ). On comparera ce chiffre à celui des déchets HA, cf tableau T3.

---

<sup>4</sup> Une ancienne classification faisait état de déchets de classe A, B et C. Elle doit être abandonnée

En 1998, en France, la production de déchets (par an et par habitant) s'élevait à 2500 kg de déchets domestiques auxquels s'ajoutent 2900 kg de déchets industriels. De ces derniers, il faut considérer 70 kg de déchets toxiques, dont 1 kg de déchets radioactifs, qui se subdivisent en : 930 g de faible activité, 66,6 g de moyenne activité et 3,3 g de haute activité (source : centenaire de la radioactivité).

Les déchets FA, quoiqu'importants en volume, ne représentent que quelques % de l'activité totale, tandis que les déchets HA représentent une très grande part de l'activité totale.

**T3** : déchets radioactifs produits en France. Volume cumulé sur la période 1998-2020 (estimation ; source : rapports Bataille et Rivasi de l'Assemblée Nationale).

type	volume cumulé (m <sup>3</sup> )	activité (TBq)	
		α	β, γ
TFA	250 000	3	
FA et MA (vie courte)	330 000	220	2,5x10 <sup>4</sup>
MA (vie longue)	80 000	5x10 <sup>5</sup>	1,7x10 <sup>7</sup>
HA	6 000	5x10 <sup>6</sup>	10 <sup>9</sup>

### III. 3. Quels rejets ?

En ce qui concerne les rejets (qui ne sont pas à proprement parler des déchets dont le devenir serait strictement contrôlé), il faut distinguer les rejets des centrales de ceux de l'usine de la Hague. Dans ce cadre, signalons que la dissolution du combustible génère de nombreux composés gazeux, dont les gaz rares <sup>85</sup>Kr, Xe ainsi que I<sub>2</sub>, <sup>106</sup>Ru (gazeux sous forme RuO<sub>4</sub>). Seul est récupéré Ru, les autres étant évacués par les cheminées. L'iode est rejetée à la mer. L'affaire du tuyau de la Hague (1997) traduit le cas des rejets liquides, évacués vers la mer. Les déchets solides, du fait de leur faible encombrement, sont intégralement stockés. L'usine de Sellafield, en Angleterre, a rejeté en mer d'Irlande (entre 1950 et 1992) 1,1 MCi de <sup>137</sup>Cs, 16,2 kCi de Pu (239 et 240) et 14,6 kCi de <sup>241</sup>Am. Sur le site de La Hague, en dix ans, les rejets ont diminué d'environ 90% alors que les limites légales n'ont pas varié et que les quantités traitées (au moins jusqu'en 1996) ont fortement augmenté. A l'heure actuelle (2002), la part radioactive des rejets de La Hague en Atlantique et mer du Nord est inférieure à celle des industries « classiques » (phosphates + pétrole + gaz : les phosphates contiennent toujours des quantités non négligeables d'uranium) et ne représente que 1% des autorisations radioactives légales. Signalons que les déchets rejetés en mer par l'usine de La Hague contiennent beaucoup de nitrates, ce qui peut aussi poser un problème écologique de nature non radioactive.

Rejets moyens par réacteur et par an (réacteur de 1300 MW, année 2003, source : RGN n°1, 2005). Attention aux unités. \* : estimé

rejets liquides		rejets gazeux	
I (GBq)	0,008	gaz rares (TBq)	2,2
<sup>14</sup> C (GBq)*	16,2	<sup>14</sup> C* (TBq)	0,22
T (TBq)	24,1	T (TBq)	1,18
autres (GBq)	0,6	I (GBq)	0,04

**T18** : Rejets légaux gazeux et liquides pour la Hague et Marcoule au début des années 1990. Les chiffres entre parenthèses correspondent aux activités totales traitées par an.

	La Hague (Ci/an)	Marcoule (Ci/an)
<b>liquides</b>		
émetteurs $\beta, \gamma$	45000 ( $1,2 \cdot 10^9$ )	5000 ( $5 \cdot 10^8$ )
<sup>3</sup> H	$5,3 \cdot 10^5$ ( $1,1 \cdot 10^6$ )	non fourni
$\alpha$	90 ( $1,6 \cdot 10^8$ )	2 ( $10^8$ )
<b>gazeux</b>		
<sup>85</sup> Kr	$10^7$ ( $1,7 \cdot 10^7$ )	$1,5 \cdot 10^6$ (non fourni)
<sup>3</sup> H	$5 \cdot 10^4$ ( $1,1 \cdot 10^5$ )	non fourni
<sup>129</sup> I	2 (61)	0,6 (4,4)
Autres PF	$10$ ( $10^9$ )	2 ( $5 \cdot 10^8$ )

### III. 4. Traitement des effluents et des déchets solides

#### III. 4. 1. Catégories et origine des effluents et des solides

On appelle effluents d'un procédé chimique tous les fluides qui sont issus de ce procédé et qui sont considérés comme des déchets non recyclables.

Les problèmes chimiques inhérents à chaque catégorie de déchets obligent à distinguer :

- 1) les effluents aqueux de Haute Activité (HA), qui sont vitrifiés.
- 3) les solutions organiques, qui sont recyclées au maximum.

Les effluents HA proviennent du premier cycle de séparation du combustible. Ils contiennent l'essentiel des PF. Les déchets MA et FA proviennent de la dissolution partielle de la gaine, des résines des piscines de stockage, des laboratoires d'analyses, de la décontamination des appareils...

De plus, les opérations du retraitement permettent de récupérer des déchets solides : fines de dissolution incomplète, coques et embout contaminés, résines échangeuses d'ions, chiffons, objets contaminés etc.

#### III. 4. 2. Vitrification des HA

Il faut concentrer (objectif de réduction des volumes), vitrifier et entreposer en attendant un lieu de stockage définitif (loi de 1991). Les solutions sont acides. Elles contiennent des traces d'U, de Pu et des transuraniens, du fait du rendement de séparation n'atteignant pas 100%. Pour limiter l'attaque acide des appareillages lors de la concentration (par évaporation), on détruit conjointement l'acide nitrique (HNO<sub>3</sub>). Les gaz dégagés sont récupérés pour reformer une partie de HNO<sub>3</sub>. Le taux



de concentration final dépend beaucoup des éléments présents car la solution doit pouvoir évacuer la chaleur émise. Les précipités qui se forment inévitablement au cours de l'opération sont un gros inconvénient. En se déposant dans le fond des cuves, ils peuvent provoquer un échauffement local. La chaleur dégagée par la solution nécessite un refroidissement constant des cuves et les dégâts radiolytiques occasionnés par la très forte activité se traduisent par un fort dégagement de H<sub>2</sub> et O<sub>2</sub>, d'où un risque d'explosion. Pour finir, la « soupe chimique » constituée comprend des donneurs et des accepteurs d'électrons, ce qui augmente les risques de réactions, c'est-à-dire d'explosion (une usine de retraitement du combustible a d'ailleurs explosé au Japon en 1997). En conséquence, les cuves sont, en permanence, ventilées, brassées, refroidies. Une fois l'évaporation à sec achevée, on utilise les résidus solides (poudre de déchets) comme agents constitutifs de verres, dits verres nucléaires, coulés dans des conteneurs en acier. On traite de l'ordre de 60 litres à l'heure ; un container en verre pèse environ 400 kg pour un volume de 180 litres. La quantité de déchets radioactifs inclus dans le verre est limitée par la chaleur dégagée et la qualité finale de ce verre dopé. Les fûts sont alors entreposés dans des puits ventilés. Les volumes produits sont de l'ordre de 15 l par tonne pour le combustible UNGG. Ils sont de 110 litres par tonne pour les réacteurs à eau légère (2003). En 1985, Marcoule avait produit 417 tonnes de verres, contenant  $1,7 \cdot 10^8$  Ci.

### III. 4. 3. Dégradation et traitement des solutions organiques

Nous ne détaillerons pas les processus radiolytiques menant à la détérioration des solvants et de l'extractant. Du fait de l'irradiation intense et prolongée que subissent les solutions, le TBP (molécule extractante utilisé pour la séparation de U et Pu) est détruit et des dérivés se retrouvent en solution. Aucun de ces composés n'a évidemment la même affinité pour U et Pu que le produit de départ et certains sont solubles dans la phase aqueuse. Leur présence diminue les rendements d'extraction et perturbe le retraitement. De plus, le TBP est attaqué par l'acide nitrique. Globalement, le nombre de composés formés est très grand et leurs fonctions chimiques sont très diverses, de sorte que le traitement des solvants n'a d'autre but que d'éliminer ces produits de dégradation. Les produits de dégradation éliminés du solvant sont concentrés par distillation puis stockés (vitrification avec les HA). Même si le TBP est purifié par ces méthodes, le solvant, qui est recyclé, se dégrade lui aussi. On emploie par exemple l'incinération, ce qui nécessite des installations complexes pour éliminer les radionucléides avant la dispersion dans l'atmosphère.

### III. 4. 4. Déchets solides

Les « coques », c'est-à-dire les morceaux de la gaine entourant le combustible, qui sont contaminées et activées sont bétonnées. Par ailleurs, il existe de nombreux déchets métalliques de formes diverses qui sont, depuis 2002, compactés avant d'être stockés. Ces opérations de compactage ont notablement contribué à la diminution des volumes de déchets partant au stockage pour une tonne de combustible retraité. L'usine de compactage a une production nominale de 2000 colis par an (2002), qui sont destinés soit au stockage sur le territoire français soit au retour vers leur pays d'origine.

## IV. LE STOCKAGE "DEFINITIF" DES DECHETS

Le vocabulaire est important : dans l'ensemble de ce texte, le mot « entreposage » désigne une gestion non définitive, même si elle peut être de longue durée, tandis que le mot « stockage » concerne une solution définitive.

### IV. 1. Les sites de stockage : quoi, où et quand ?

#### IV. 1. 1. En France

En France, l'ANDRA (Agence Nationale pour le traitement des Déchets Radioactifs, créée en 1991) gère les déchets, les sites de stockage et finance des études sur le devenir de ces déchets<sup>5</sup>. Les missions de l'ANDRA sont constituées d'un devoir de surveillance/gestion, de recherche et d'information du public. Dans le cadre de la loi de 1991, l'ANDRA doit stocker les déchets TFA ainsi que les déchets FA et MA. Les déchets HA sont passibles de la loi de 1991, c'est-à-dire qu'ils ne sont pour l'instant stockés nulle part : ils attendent (entreposage, essentiellement en piscine) que les recherches lancées par la loi de 1991 leur trouvent un lieu et un mode de stockage.

Il existe trois sites de stockage en France pour les déchets autorisés au stockage. Le centre de la Manche (i. e. La Hague), ouvert en 1969, est plein et a été fermé à l'exploitation depuis la mi-1994. Depuis 2003, ce site est en phase de latence (300 ans, soit 10 périodes). Auparavant, il était en phase de « surveillance active ». Il sera rendu au public après la période de latence. Le centre de l'Aube (près de Troyes) a été ouvert pour continuer le stockage (et devrait être plein vers 2050). Enfin, un site de stockage pour les déchets TFA a été ouvert en 2003 (30 ans d'exploitation prévus).

	La Hague	Aube	TFA
<b>ouverture</b>	<b>1969</b>	<b>1992</b>	<b>2003</b>
<b>fermeture</b>	<b>1994</b>	<b>≈ 2060</b>	<b>≈ 2033</b>
<b>capacité (m<sup>3</sup>)</b>	<b>527 000</b>	<b>1 000 000</b>	<b>650 000</b>
<b>surface stockage (ha)</b>	<b>10</b>	<b>30</b>	<b>28,5</b>
<b>remplissage</b>	<b>plein (1994)</b>	<b>151 132 m<sup>3</sup> (depuis 1992)</b>	<b>1869 t (fin 2003)</b>

(source du tableau : ANDRA).

<sup>5</sup> Le site de l'ANDRA est fort bien fait.

En ce qui concerne les déchets en entreposage d'attente, la décision de L. Jospin (10/12/1998) était de retenir deux sites de laboratoires de profondeur : Bure (Meuse, argile) et un site granitique à définir ultérieurement (pas Marcoule), à fins de comparaisons, plus un laboratoire de subsurface. Le forage du laboratoire souterrain d'étude de la Meuse a démarré en 2003 et est maintenant opérationnel (2006) pour toutes les études (géologie, hydrologie etc.) Notons que le stockage et l'entreposage de déchets y sont interdits, alors que l'utilisation de sources radioactives pour les recherches est autorisée. C'est un laboratoire d'études, pas un site de stockage.

#### **IV. 1. 2. Ailleurs dans le monde**

Tous les pays producteurs d'électricité par voie nucléaire sont maintenant confrontés à la gestion de ces déchets dont les volumes ne peuvent plus être négligés. Simultanément, tous ces pays étudient des solutions de stockages souterrains profonds et géologiquement stables afin d'entreposer les déchets HA pour des millénaires. Le Japon a déjà arrêté un choix parlementaire en 2000 sur le principe du stockage (choix du site : possible jusqu'en 2020 ; construction jusqu'en 2030 ; stockage à partir de 2030) mais, en règle générale, on en est encore à étudier les avantages et inconvénients probables de différents sites, les dates de mises en service du stockage profond allant de 2008 (Allemagne, Suède) à 2050 (Belgique). Les sites retenus lors d'une première sélection, qui sera affinée ultérieurement, répondent tous aux mêmes critères : stabilité géologique prouvée, absence d'eau d'écoulement à proximité. On trouve entre autre:

- des couches ou dômes sel (Nouveau-Mexique, USA et Gorleben, Allemagne).
- des couches d'argile (Boom, Belgique)
- des granites (Canada, Finlande, Angleterre)

A cet égard, le cas des USA est particulièrement instructif et a déjà été évoqué plus haut dans ce cours. Ajoutons que tous les problèmes rencontrés ont logiquement relancé les études américaines sur l'intérêt du retraitement et, en parallèle, la recherche d'un second site de stockage profond. Parmi les solutions de bon sens qui se mettront peut-être en place, il est envisagé de normaliser les containers de stockage !

#### **IV. 2. Le stockage : principes de base**

##### **IV. 2. 1. Le principe des multibarrières**

Afin de limiter au maximum la dispersion des produits radioactifs, la France et d'autres pays ont adopté le principe des multibarrières : il s'agit d'interposer entre le déchets et " l'extérieur " plusieurs barrières de nature différente. C'est pour cela que l'on trouve un fût métallique associé à du béton ou à un bitume, par exemple et, pour finir les barrières géologiques naturelles. Les techniques évoluent et on se dirige vers un abandon du béton et des bitumes, remplacés par des céramiques et des verres. Toutefois, il n'est pas réellement prévu de reprendre les déchets emballés par ces vieilles techniques pour les remettre dans des emballages plus récents.

Les barrières technologiques sont choisies pour leur très faible lixiviation (dissolution par contact avec une eau courante), leur bonne tenue à l'irradiation mais aussi leur stabilité mécanique sur de longues périodes et leur compatibilité avec les déchets qu'on y inclut. De ce fait, on comprend bien qu'un retraitement poussé, conduisant à une séparation affinée des déchets, devrait faciliter la tenue des emballages par un choix spécifique plus pointu. Cependant, il ne faut pas oublier que

tous les déchets radioactifs se transforment et qu'il faut donc tenir compte de l'évolution élémentaire dans le choix de la matrice d'enrobage.

#### **IV. 2. 2. Etude du site de Bure**

Fin 2006, il est intéressant de faire un petit bilan des études menées par l'ANDRA. Le site retenu, qui appartient au bassin de Paris, est stable géologiquement depuis 20 Millions d'années (depuis la fin de la poussée des Alpes). La couche sédimentaire est très bien connue (phénoménal travail de sismologie, paléontologie, géologie etc. initié par la loi Bataille). La couche est très homogène, très peu perméable, elle évacuera bien la chaleur des colis et elle contient beaucoup d'argiles (qui gonflent et font bouchon à l'arrivée d'eau). Son épaisseur au site est de 150 m environ, située vers 500 m de profondeur. Il est envisagé d'y implanter, si les études valident le site, les déchets HAVL et MAVL sur un seul niveau de façon séparée. Le stockage sera modulaire, avec une structure en arête de poisson : branchées sur une galerie centrale, des galeries perpendiculaires accueilleront les déchets. La modélisation indique que les éléments les plus mobiles (I, Cl, Se) devraient arriver en bordure de la couche dans 250 000 ans environ. Les autres, moins mobiles, vers 1 Million d'années après la fermeture. A cette date, il est plus que probable que le milieu subira des modifications géologiques profondes (évolution des directions générales d'écoulement des eaux, notamment). En conclusion, actuellement « une faisabilité de principe est acquise au vu des connaissances réunies et des analyses effectuées » (source : P. Landais, mars 2006, directeur de l'ANDRA).

Pour l'après 2006, le programme de l'ANDRA devrait se focaliser sur les questions de thermique (évacuation de la chaleur). Technologiquement, un repérage affiné devrait permettre de choisir définitivement le site de stockage, de tester les réponses aux contraintes des matériaux prévus pour l'ouvrage d'art. Une galerie de démonstration pour les HA est prévue vers 2008-2010.

#### **IV. 2. 3. Devoir de mémoire**

Vaut-il mieux laisser tomber dans l'oubli les lieux de stockage ou préserver une mémoire indispensable à une gestion raisonnée des sites ? Que pouvons-nous deviner de l'état administrativo-politique de notre pays dans 300 ans ? Il a été décidé de transmettre au mieux toutes les informations sur les sites et leur contenu. Bien que chaque colis de déchets soit nanti d'un code barre, il n'est pas certain que nous soyons effectivement capables de transmettre l'information sur leur contenu sur des périodes longues. A ce sujet, on philosophera sur trois exemples historiques : 1) les chênes que Colbert ordonna de planter, notamment à Saint-Germain-en-Laye, en vue de la construction de navires de guerre et qui ne seront probablement pas abattus pour cette raison, 2) les platanes plantés sous Napoléon premier dans le sud de la France pour protéger ses armées de la chaleur et qu'on abat, en cette fin de 20ème siècle, parce que, soi disant, ils sont un danger pour des automobilistes irresponsables 3) les données enregistrées sur les disquettes des années 1980 et dont le format n'a plus cours à peine 20 ans plus tard.

Le choix d'un « papier permanent » pour regrouper les informations a donc été fait. Les données (localisation des sites, contenu et historique) seront également distribuées dans les régions concernées en espérant qu'une partie au moins survivra jusqu'à ce que l'on en ait besoin...

#### IV. 2. 4. Le stockage est-il définitif ?

D'après la définition donnée plus haut, la réponse est « oui ». Toutefois, les incertitudes liées au retraitement, à l'évolution des techniques, des connaissances et des choix politiques imposent sans doute que le stockage soit réversible. La loi de 1991 demandait à ce que cette éventualité soit étudiée sérieusement. Faut-il s'assurer que nos descendants ne puissent pas faire de bêtises avec nos déchets ou faut-il leur laisser la possibilité de gérer différemment de nous ?

#### IV. 3. Autres possibilités de stockage

##### IV. 3. 1. Envoyer les déchets dans l'espace ?

Malgré son aspect séduisant, c'est le prototype même de la fausse bonne idée, quoique très répandue. Vu les développements récents des expéditions extraterrestres, il apparaît peu souhaitable de déposer nos déchets sur la Lune ou sur Mars. Par ailleurs, le congrès international de la Terre à Tokyo (1997) a bien établi que les déchets ne devaient pas être abandonnés à la dérive dans l'espace. Ces déchets ne peuvent pas être entreposés en orbite autour de la terre, zone déjà très encombrée et n'assurant pas un stockage définitif (tous les satellites de l'orbite géostationnaire finissent par retomber). Il ne reste plus qu'à envoyer les déchets sur le soleil, qui assurerait *a priori* une destruction totale des éléments. Cependant, un petit calcul montre l'inanité d'une telle proposition. La fusée Ariane 4, prouesse technique et exceptionnelle réussite commerciale, ne met pas plus de 10 t en orbite par lancement (Ariane 5 : 10 t, 1999). Une fusée propulsant les déchets vers le soleil devrait être conçue en conséquence, ce qui n'est pas si simple. Comme la France génère 1200 t de déchets par an, cela impose 120 décollages de fusée par an, soit 1 tous les trois jours avec, évidemment, un taux de réussite de 100% garanti à vie. C'est tout à fait irréaliste.

##### IV. 3. 2. Le stockage dans les sédiments marins profonds

Décharge en mer de déchets radioactifs (source : IAEA)

pays	période	nbre de colis	masse (t)	activité (TBq)	lieux
Belgique	1960-1982	55324	23100	2120	Atlantique et Manche
Angleterre	1948-1982	?	>74000	35101	Atlantique, Manche, mer d'Irlande, Madère
Suisse	1969-1982	7420	5321	4420	Atlantique
Hollande	1967-1982	28428	19162	336	Atlantique
France	1967 et 1969	46396	14200	8( $\alpha$ )+ 345 ( $\beta, \gamma$ )	Atlantique

Sur les aspects scientifiques de cette question, cf article de « Pour la Science », n° 245(1998)46. On notera cependant, point éludé dans l'article, que les conventions internationales (Convention de Londres, confirmée à Tokyo et à Rio) s'opposent formellement à cette solution.

Cette interdiction par accord international est récente. Jusque dans les années 1980 environ, les pays européens (surtout la Grande-Bretagne) ont déchargé une partie de leurs déchets radioactifs en Atlantique Nord (cf tableau ci dessus, source IAEA). On notera que ces décharges ont été effectuées hors des eaux territoriales

des pays impliqués, car elles ne présentent pas les profondeurs d'eau jugées indispensables à une faible contamination.

L'AEN a également utilisé l'Atlantique de 1971 à 1982 pour 123000 colis, représentant 30684 TBq, dont 428 TBq en émetteurs  $\alpha$ . Enfin, toujours d'après l'IAEA, l'Angleterre a repris des immersions dans la période 1991-1996 pour 10,5 TBq, en Atlantique. Enfin, l'ex-URSS a également abondamment utilisé la décharge en mer.

### **IV. 3. 3. La proposition russe**

En 1999, le gouvernement et le parlement russes ont évoqué la possibilité d'un stockage des déchets radioactifs d'autres pays, moyennant finances, dans la plaine russe, déjà fortement contaminée par les différents accidents nucléaires (Tchernobyl etc.). Pour l'instant (fin 1999), devant le tollé que cette idée avait déclenché, le parlement s'est rétracté. Cependant, que penser de cette proposition lorsque l'on sait que le gouvernement japonais se voit dans l'obligation de stocker sur son sol ses déchets finaux alors que la sismicité de l'archipel ne permet pas de trouver un lieu de stockage sûr ? En 2005, cette proposition a reçu un regain d'intérêt dans la presse.

### **IV. 3. 4. Autres idées**

L'AEN (Agence pour l'Energie Nucléaire, organisme européen) avait lancé un groupe de travail international sur la question du stockage de 1977 à 1988 (France, Allemagne, Australie, Belgique, Canada, USA, Grande-Bretagne, Italie, Japon et Suisse). Parmi les solutions examinées, on notera l'intérêt pour les zones d'accumulation de sédiments en mer, où l'intervention humaine est nulle et les courants inexistantes. Il s'agissait de creuser un puits puis d'y laisser tomber un colis de déchets en forme de torpille, qui se serait enfoncé sous son propre poids. Une autre solution par enfouissement sous les calottes glacières avait été étudiée.

## **IV. 4. Un site de stockage est-il fiable et sécurisé ?**

### **IV. 4. 1. De quoi parle-t-on ?**

Rappelons que les déchets radioactifs finiront par devenir non radioactifs, ce qui ne laissera plus qu'un éventuel danger chimique. Cependant, ceci peut prendre du temps et dépend, encore une fois, de la nature des éléments stockés. De ce point de vue, insistons sur le fait qu'une barre de combustible stockée en l'état pose un problème qualitativement de même nature qu'un colis de déchets issu du retraitement, le plutonium et l'uranium en plus. Compte tenu des lois de décroissance radioactive, la part de chaque type de déchets dans le total de la radioactivité est variable avec le temps. Les documents fournis montrent que l'on doit se préoccuper de la radioactivité sur des millénaires mais ceci n'est qu'une facette du problème. Il existe plusieurs types de risques sur un site de stockage de déchets radioactifs et les réponses qui doivent y être apportées ne sont pas de même nature:

- 1) Des individus, sans intention de nuire, s'introduisent sur le site. Ils peuvent être mis en danger et provoquer des dégâts par ignorance ou inadvertance.
- 2) Des terroristes (terme générique) subtilisent des colis de déchets dans le but d'en disséminer la radioactivité.
- 3) Les colis de déchets se dégradent avec le temps et se mettent progressivement à fuir, induisant une dissémination de la radioactivité vers la géosphère.



- 4) Les modifications géologiques à long terme (faille, sismicité, détournement de cours d'eau etc) perturbent le site, qui se met à répandre sa radioactivité.

Le premier type de risque relève essentiellement du maintien de l'ordre public et d'une information/protection (panneaux, barrières etc) des passants. Le second risque, quoique très médiatisable, doit être relativisé. Même s'il est sans doute impossible d'empêcher un groupe paramilitaire déterminé d'entrer quelque part, il n'y a pas de risque sérieux de prolifération nucléaire par vol de colis de déchets. Rappelons qu'en France les colis ont été retraités et ne contiennent donc plus qu'une infime proportion de  $^{235}\text{U}$  ou de Pu, qui se trouvent de toute façon dans une matrice d'où il est très difficile de les extraire. Cependant, le risque d'une bombe sale demeure. Signalons qu'en 1982, un groupe terroriste lié à Carlos et dont le principal instigateur est devenu depuis député en Suisse, a lancé une attaque à la roquette contre le bâtiment de Superphenix (qui était alors en construction). Pas de mort et plusieurs missiles écrasés contre le mur d'enceinte.

Les deux derniers types de risques relèvent de la gestion scientifique des colis et du site, ainsi que de la quantification de ce risque : la mesure du danger passe par l'estimation de la dose reçue et transmise à travers l'ensemble de la biosphère. Autant dire que cette tâche est encore plus complexe (et hasardeuse) que la prévision météorologique. Enfin, les dangers réels sont différents à court et à long terme.

Sur le court terme, les colis ont préservé leur intégrité physique, le seul risque est celui d'une ingestion ou d'un contact accidentels (égarement d'un colis ou type de danger 1). Ceci est en général évalué par la quantité de Sv (Sievert, dose biologique) due à l'ingestion par une population de 1 tonne de déchets, scénario discutable, évidemment. Dans cette vision chiffrée des choses, les éléments les plus nocifs sont les PA et les PF (radioactivité, quantité présente).

Sur le long terme, et avec le même critère de radiotoxicité, ce sont essentiellement les actinides mineurs qui deviennent le centre des préoccupations (les PA et PF ayant décru), si tant est qu'ils ne soient pas transmutés, auquel cas, ils disparaîtraient purement et simplement de l'inventaire de déchets à stocker. On retrouve là, comme à toutes les autres étapes du cycle du combustible, la diversité de solutions et d'options qui demande un choix politique cohérent s'appuyant sur une expertise scientifique. Par exemple, le site des Yucca Mountains est un site volcanique de cendres consolidées (milieu oxydant), tandis que le site de Bure est constitué d'argiles (milieu réducteur). Cette différence de géologie a des conséquences considérables sur la chimie des éléments et donc leur dissémination potentielle, ce qui doit être modulé par les choix technologiques, notamment la décision de transmuter ou non les actinides mineurs.

De façon générale, les éléments très labiles dans l'environnement sont potentiellement dangereux. C'est là que se situe toute la difficulté. Les actinides mineurs sont fortement toxiques par ingestion mais sont très peu labiles tandis que les PF, nettement moins toxiques que les AM sont, pour certains d'entre eux au moins, très labiles. Selon que l'on quantifie le risque d'un site de stockage par l'exposition des populations par ingestion ou par potentiel de dissémination (ou tout autre critère chiffré raisonnable), on aura en ligne de mire l'une ou l'autre de ces catégories d'éléments. Partout dans le monde, la notion de danger par ingestion a été retenue. Les éléments « dangereux » sont donc principalement les actinides mineurs ainsi que certains PF, dont la liste type a évolué au cours des 15 ans de la loi Bataille, du fait de l'amélioration des connaissances sur les propriétés physico-

chimiques du site de stockage retenu et des éléments devant y être stockés. Ainsi, en France, on est passé d'une liste I, Cs, Tc à une liste I, Cl, Se. Ceci a une implication déterminante dans le cas de Gen. IV et de l'option de transmutation, qui sera détaillée dans les chapitres correspondants de cette Ecole.

#### **IV. 4. 2. Quelle échelle de temps ?**

Globalement (tout type de stockage confondu), les simulations indiquent qu'un site de stockage ne retrouve la dangerosité initiale (radioactivité moyenne de la croûte terrestre ou de la mine d'où est extrait l'uranium de départ) qu'au bout d'un million d'années (même si les calculs sont compliqués et diffèrent donc d'un auteur à un autre ; cf documents joints). Par ailleurs, toutes les études semblent montrer qu'un colis type sera fiable sur environ 10 000 ans (rappelons que les « bétons » romains sont encore très bien conservés après plus de 2000 ans, malgré une exposition aux conditions atmosphériques). Après cela, le colis relarguera au moins en partie la radioactivité qu'il contiendra à cette époque. Au delà du million d'années, il n'est pas possible d'être affirmatif en ce qui concerne le devenir géologique du site de stockage choisi, chose contre laquelle on ne peut rien (mouvements géologiques à l'échelle de la plaque continentale) mais ceci ne devrait pas poser de problème puisque le site ne sera plus radioactif. Même si l'échelle peut paraître disproportionnée comparée à l'espérance de vie de l'espèce humaine, il faut donc se préoccuper des temps compris entre  $10^4$  et  $10^6$  ans.

Pour réduire le temps pendant lequel le site est radioactif, une seule solution : « éliminer » des éléments de l'inventaire. Ceci peut se faire en retirant le plutonium par recyclage mais ce n'est qu'une solution transitoire : le plutonium (du moins pour le MOX) devra retourner en stockage, avec une balance isotopique modifiée. Une option envisageable est donc celle de la transmutation, qui sera détaillée dans le cadre de cette Ecole par un autre intervenant. Les calculs sont délicats à mener et dépendent beaucoup des options retenues mais, grosso modo, les simulations indiquent que le stockage après retraitement et transmutation (option recyclage de 99,9% du Pu et transmutation de 99% de Np+Am+Cm), permettrait à un site de retrouver le niveau de la radioactivité naturelle en 10 000 ans, période à laquelle les fûts commenceront à lâcher. C'est donc une des justifications des recherches menées sur la transmutation.

#### **IV. 5. Bioprocessus et stockage nucléaire**

##### **IV. 5. 1. Etat physico-chimique prévisible d'un lieu de stockage profond**

La température est de 50°C environ et la pression de 50 atm (stockage à 500 m sous terre). Le pH est très basique (=alcalin), de l'ordre de 12. Par choix du site, l'eau d'infiltration est peu présente. A cet environnement hostile, dû au site lui-même, il convient d'ajouter les rayonnements des fûts (de 1 à 10 Gy h<sup>-1</sup>, voire bcp plus). Les colis de bitume sont en fait constitués de 60% de bitume et de 40% de sels (boues de coprécipitation et radioéléments) notamment des sulfates et des nitrates, l'ensemble étant coulé dans des fûts métalliques. Les fûts contiennent environ 2% d'eau.

##### **IV. 5. 2. Faut-il s'inquiéter des bactéries ?**

Malgré l'aspect hostile du lieu, il est tout à fait possible que des bactéries s'y développent. En effet, les sulfates, les nitrates et l'eau constituent la base de la nourriture des bactéries, qui ne sont nullement gênées (pour certaines espèces) par

le pH, la chaleur ou la pression (on a trouvé des colonies bactériennes florissantes dans les grandes profondeurs, près de jets de soufre, où la température de l'eau atteint 100°C sous pression). La dose de rayonnements estimée est très inférieure aux limites supportables pour les bactéries, qui tiennent jusqu'à quelques dizaines de Gy par heure. De plus, l'adaptabilité des bactéries est stupéfiante : des souches parfaitement calibrées évoluent en l'espace de 6 mois pour s'adapter à un environnement nourricier quelconque (ou à peu près) fourni en laboratoire. On a observé de telles variations pour des colonies bactériennes présentes dans les mines de Bohême et le phénomène est bien connu pour les sites pétroliers. La partie la plus stable du génome est peu modifiée mais la bactérie évolue pour se nourrir des éléments radioactifs présents, en lieu et place du fer, habituel élément indispensable. Si l'on supprime les éléments radioactifs, les colonies évoluent, tout aussi rapidement, pour se réhabituer à leur nouvel environnement. A l'extrême limite, la notion d'espèce est donc floue en ces circonstances. (Note : la résistance des bactéries aux antibiotiques est souvent parallèle à leur acceptation aux métaux lourds...).

#### **IV. 5. 3. Rôle des bactéries dans la dégradation des colis**

Des expériences et des simulations ont permis d'établir les faits suivants :

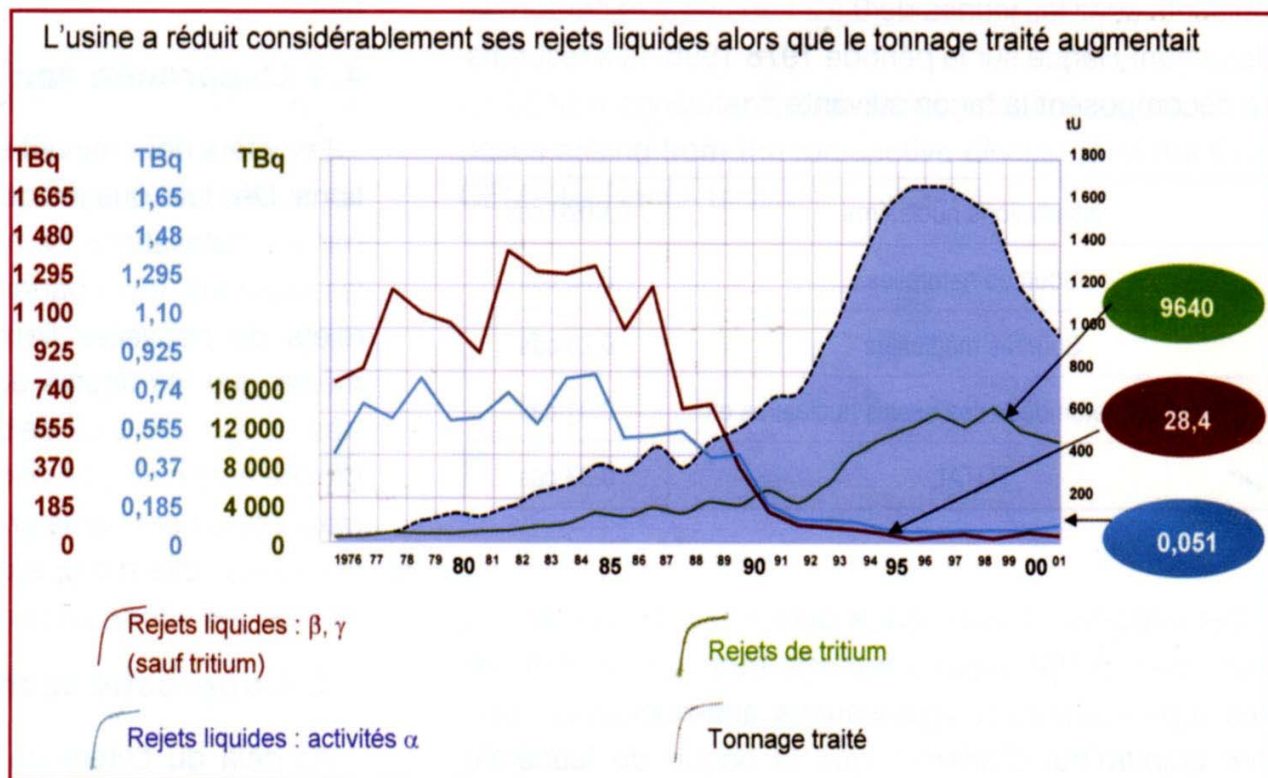
Une partie des bactéries est déjà présente sur le site et donc parfaitement adaptée à lui depuis longtemps. Les autres seront apportées par les eaux d'infiltration environ 200 à 250 ans après l'installation du site. Les bactéries dégraderont progressivement les fûts, ce qui générera des gaz variés (CO<sub>2</sub>, N<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>S...) et le développement des colonies devrait se solder par 230 g de bactéries créées par fût de 200 kg (1 g de bactéries  $\cong 10^{12}$  cellules). Tant que la dégradation bactérienne sera effective, les bactéries seront fixées aux fûts et limiteront donc la dissémination des éléments radioactifs. Cependant, du fait de la quantité limitée d'eau, la dégradation devrait être réduite (estimée : 0,28 % en masse du fût). Si les possibilités de développement s'épuisent, les bactéries se mettront en dormance et s'échapperont dans les eaux de lixiviation, emportant alors les éléments qu'elles auront fixé sur leur paroi cellulaire. Ceci devrait avoir lieu sur des temps tels que le danger radioactif devrait être acceptable.

Sources : Marie-Françoise Liebert, Conférence PRACTIS (1998) et communication privée.

#### **IV. 6. Et si on ne retraitait pas ?**

Tout d'abord, ce n'est pas parce que l'on ne retire pas que les déchets disparaissent du bilan comptable ! Les barres de combustible devraient alors être stockées en l'état, sous forme de déchets HA. Par ailleurs, il y aura toujours des déchets technologiques FA et MA (résines échangeuses d'ions et tout ce qui provient de la surveillance des centrales ou des piscines de refroidissement), ainsi que des déchets miniers. En France, un programme d'étude sur le stockage/entreposage à sec a montré les limites de cette pratique : plus on attend, plus les barres se dégradent, ce qui rendra leur manipulation de plus en plus difficile. Dans les pays qui ne retraitent pas, les barres, après refroidissement, devraient être mises (entières ou sectionnées) dans des conteneurs adaptés. Tous les pays concernés se sont penchés sur la question (Suède, USA) jusqu'au niveau du pilote industriel au mieux mais il n'y a encore aucune réalisation industrielle (2004).

## DOCUMENTS



**Fig. 1 – Rejets liquides de l'usine de La Hague en fonction des quantités traitées**

Source : « Cycle du combustible nucléaire » EDP France, Le Ulis 2002, L. Patarin éd.

## combustibles usés

A l'occasion de la présentation de son budget fédéral, le Département de l'Energie (DOE) a pris lundi 6 février une initiative majeure en faveur d'une croissance énergétique durable, intitulée « Partenariat Global pour l'Energie Nucléaire ».

Le "Global Nuclear Energy Partnership" (GNEP) vise à instaurer un système de services industriels et de garanties de fourniture permettant une expansion pleinement maîtrisée de l'énergie nucléaire à travers le monde, dans le respect des exigences de non-prolifération. Les deux principaux axes de ce partenariat sont :

- ▶ l'instauration d'un système international permettant d'accroître les garanties de, fourniture de services liés au combustible destiné aux pays souhaitant recourir au nucléaire, mais ne disposant pas d'industrie du cycle ;
- ▶ le recours au recyclage des combustibles usés, qui permet la valorisation de leur contenu énergétique et la minimisation des déchets ultimes.

AREVA est prêt à contribuer à l'élaboration et à la mise en oeuvre d'un système de garantie de fourniture. Le groupe se réjouit également de l'engagement des Etats-Unis en faveur du recyclage des combustibles usés, qui favorise une gestion durable de l'aval du cycle nucléaire. Le recyclage permettra notamment d'optimiser, en termes de capacité et de sûreté, le site de stockage profond de Yucca Mountain (Nevada).

Le groupe a développé depuis 30 ans un savoir-faire unique en matière de traitement et de recyclage. « En France comme aux Etats-Unis, où AREVA emploie plus de 5 000 personnes, tous les collaborateurs du groupe sont prêts à apporter au gouvernement, aux organismes de recherche et aux industriels américains leur expérience pour l'élaboration de ce « Partenariat Global pour l'Energie Nucléaire », a déclaré Mike McMurphy, Président d'AREVA Inc.

## Contacts AREVA

### ▶ Service de Presse :

Charles Hufnagel / Patrick Germain  
Tél : 01 44 83 71 17 - Fax : 01 44 83 25 52  
E-mail : [press@areva.com](mailto:press@areva.com)

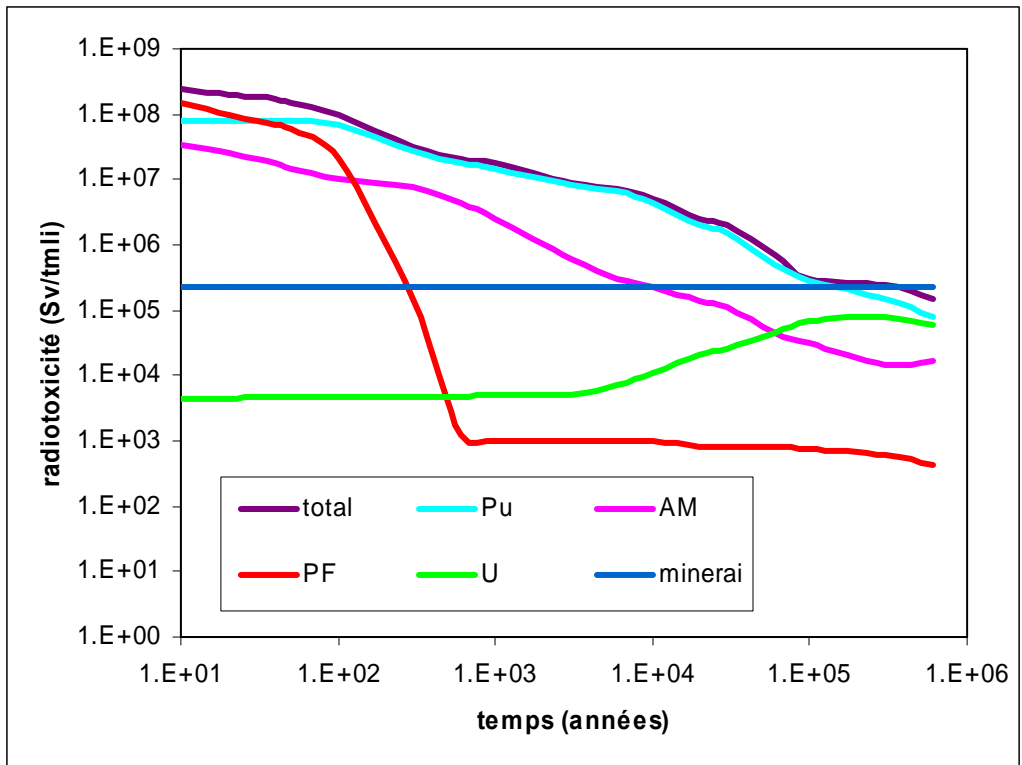
### ▶ Relations Investisseurs :

Vincent Benoit : Tél : 01 44 83 71 79 - Fax : 01 44 83 25 07  
E-mail : [vincent.benoit@areva.com](mailto:vincent.benoit@areva.com)  
Frédéric Potelle : Tél : 01 44 83 72 49 - Fax : 01 44 83 25 07  
mail : [frederic.potelle@areva.com](mailto:frederic.potelle@areva.com)

[Tous les communiqués](#)

ACCES DIRECT
-----
English version
-----
<b>Comprendre</b>
Rendre Compte
Dialoguer
-----
Devenir membre
S'abonner à la new sletter
Recevoir les communiqués
Commander une publication
-----
Contacts
FAQ
Librairie
Plan du site
Recherche

[Accueil](#) > [Actualités](#) > [Presse](#) > [Communiqués](#)



Allure générale de l'évolution temporelle de la radiotoxicité des différents composants majeurs des déchets. Unité des ordonnées : SV par tonne de métal lourd initial. Source : CLEF CEA