

La gestion des déchets radioactifs

Cas de la France

Robert Guillaumont* professeur

Summary : *French radwaste management*

Since French politics has been involved in radwaste management by the law (December 30, 1991), questions about strategies appear in medias and are presently discussed in the open French scientific community. Unfortunately sometimes discussions and reports do not use the right wordings. This paper tries to overview the French situation, setting up both the used definitions and the foundations of radwaste management, emphasizing the goals to be reached and the role of the chemistry.

Mots clés : *Déchets radioactifs, combustibles nucléaires, radiotoxicité, risque radiologique, Loi du 30-12-91.*

Key-words : *Radwaste management, nuclear fuels, radiotoxicity, radiological risk, december 30, 91 French law.*

La Direction de la Sûreté des Installations Nucléaire (DSIN) [1] donne la définition suivante de la gestion des déchets radioactifs : « La gestion des déchets radioactifs englobe un ensemble d'opérations destinées à assurer la protection des personnes, notamment vis-à-vis des risques radiologiques, à préserver l'environnement et à limiter les contraintes induites pour les générations futures ».

Introduction

Cette définition de l'autorité française de sûreté fixe en fait un objectif essentiel : la protection des populations actuelles et futures vis-à-vis des risques dus aux rayonnements ionisants. Elle pourrait être donnée par tout pays qui a une industrie nucléaire, civile et/ou militaire, et/ou qui utilise des radioisotopes à diverses fins, car les objectifs visés ont été approuvés au sein des grandes organisations internationales comme l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique et l'Agence pour l'Énergie Nucléaire de l'OCDE. Il reste que, selon les pays intéressés par ces déchets, les modes de gestion, c'est-à-dire les « ensembles d'opérations » varient beaucoup aux plans des choix et des réglementations retenus pour atteindre les objectifs.

Cette définition montre (ou peut-être ne montre pas) que la gestion des déchets radioactifs est une affaire complexe parce que, outre les problèmes scientifiques et techniques auxquels le monde scientifique et industriel est couramment confronté pour répondre à un enjeu, on se heurte tout de suite à des problèmes sociologiques et économiques pour le temps présent et à des problèmes scientifiques inédits et à des problèmes éthiques pour le proche, et surtout, le lointain futur. A cela s'ajoute le contenu émotionnel véhiculé par les mots « déchet » et « radioactivité » dont l'impact négatif sur le public est fort.

Dans ce qui suit, on s'attachera à préciser ces problèmes en se centrant sur le cas français.

Déchets radioactifs et déchets nucléaires

On appelle déchets radioactifs toute matière anthropogénique contenant des radionucléides naturels ou artificiels, même en proportions minimales (ordre de 1 Bq/g), qui a été déclarée comme telle à une époque donnée, car sa dispersion dans l'environnement ou son utilisation banalisée ne permettrait pas de satisfaire aux exigences sanitaires. Par ailleurs, il n'est pas prévu, lors de la déclaration de ces matières comme déchets par les autorités compétentes, d'utilisation ultérieure.

L'appellation « déchet radioactif » résulte donc de décisions administratives, quelquefois discutables lorsqu'il s'agit de très faibles activités. Elle est souvent mal utilisée.

On réserve le nom de déchets nucléaires aux déchets radioactifs issus d'opérations industrielles ou de recherches liées au fonctionnement des réacteurs nucléaires et des ateliers de l'amont du cycle du combustible pour préparer les combustibles et de l'aval du cycle du combustible pour traiter les combustibles irradiés (aspect militaire) ou pour retraiter les combustibles usés (aspect civil). Ces déchets sont très actifs et sont unanimement reconnus comme tels.

Souvent la distinction déchets radioactifs-déchets nucléaires n'est pas faite. On devrait pourtant dissocier dans le discours ces deux catégories de déchets car elles ne posent pas les mêmes problèmes. Ce sont les déchets nucléaires qui

* Groupe de radiochimie, Institut de Physique Nucléaire d'Orsay, IN2P3, CNRS, 91406 Orsay. Tél : 01.69.15.73.43. Fax : 01.69.15.71.50. E-mail : Guillaum@ipno.in2p3.fr

sont, de loin, les plus importants (en quantité et en activité) et les plus difficiles à gérer.

Quels radionucléides renferment les déchets radioactifs ?

Excepté quelques radionucléides artificiels utilisés en médecine nucléaire ou en recherche et produits avec des accélérateurs, ainsi que les radionucléides des familles radioactives naturelles, tous les radionucléides que l'on peut rencontrer dans les déchets radioactifs proviennent directement ou indirectement de la mise en œuvre de l'énergie nucléaire de fission dans les réacteurs nucléaires, fondée sur les fissions de U 235 et de Pu 239. Celles-ci conduisent à la formation d'isotopes d'éléments transuraniens (Np, Pu Am, Cm), de produits de fission (isotopes stables et instables de 23 éléments du tableau périodique) et de produits d'activation (radionucléides produits par irradiation sur les matériaux de structure). Tous ces isotopes sont très nombreux et les radionucléides ont tous, par définition, des descendants qui s'ajoutent à la liste [2].

Lorsqu'il s'agit des déchets radioactifs, on considère seulement deux catégories de radionucléides : ceux à vies courtes, inférieures à 30 ans, et ceux à vies longues, qui peuvent aller jusqu'à 16 millions d'années. Les quantités dépendent des combustibles utilisés dans les réacteurs, UOX (UO₂) et MOX (UO₂ + PuO₂) et de leur taux de combustion,

notion qui est liée à la quantité d'isotopes fissiles (U 235 et Pu 239) qui a disparu et qui est exprimée en GWé jour par tonne (1 GWjt⁻¹ correspond sensiblement à la disparition de 1 kg de matière fissile).

Les radionucléides les plus importants au regard de la sûreté sont donnés dans le *tableau I* et les quantités mises en jeu dans les combustibles courants du parc EDF sont donnés dans le *tableau II*. On remarquera que les radionucléides à longues périodes obligent à se projeter dans le temps jusqu'à ce qu'ils soient éteints (environ dix fois la période).

Les matières radioactives qui vont devenir des déchets sont des gaz, des liquides (que l'on appelle effluents) ou bien des solides [3, 4]. Leur nature physicochimique est extrêmement variée mais le traitement chimique qu'ils subissent, en général, peut la changer. Le conditionnement de ces matières est l'ensemble des opérations industrielles qui les transforment en colis de déchets. Lorsqu'on parle des déchets nucléaires, on parle en général des colis. Aujourd'hui, toutes les matières radioactives très actives ne sont pas encore conditionnées en France ; quant aux déchets radioactifs de très faible activité, ils sont soit en l'état, soit conteneurés.

Les grands principes de gestion et les options de fin de cycle

L'objectif de radioprotection peut être atteint en utilisant 3 options de gestion ou leur combinaisons. Sans préjuger

Tableau I - Exemples de radionucléides qu'il est important de considérer dans la gestion des déchets radioactifs.

Radionucléides/radioéléments à vies longues contenus dans les déchets nucléaires et importants à long terme pour la sûreté

- Produits de fission : Se 79 (période 6,5.10⁴ a), Zr 93 (1,5.10⁶ a), Tc 99 (2,13.10⁵ a), Pd 107 (6,5.10⁶ a), Sn 126 (10⁵ a), I 129 (1,6.10⁷ a), Cs 135 (2,3.10⁶ a).
- Actinides : U 234 à 238, Pu 238 à 244, pour Pu 239 (2,4.10⁴ a), Np 237 (2,14.10⁶ a), Am 241 (4,33.10² a), Am 243 (7,4.10³ a), Cm 245 (8,55.10³ a).
- Produits d'activation : Ni 59 (7,49.10³ a), Ni 63 (10² a), Nb 94 (1,5.10⁶ a), C 14 (5,7.10³ a).

Radionucléides de périodes inférieures à 30 ans fréquemment contenus dans les déchets radioactifs à vies courtes

- Produits de fission : H 3 (13 a), Sr 90 (29 a), Cs 137 (30 a).
- Produit d'activation : Co 60 (5,26 a), Fe 55 (2,7 a).

Parmi ces radionucléides certains sont mobiles, c'est-à-dire migrent plus vite que les autres dans la géosphère : tritium, Cs, Tc, Se et I (Se et I sont des éléments essentiels).

Tableau II - Quantités de radionucléides dans les combustibles usés.

- En France, les 56 réacteurs de EDF produisent environ 350 TWhé (350.10⁹ kWh électrique) par an et par TWhé on décharge (en kg) U : 3 719, Pu : 37,9, Np : 1,63, Am : 1,44, Cm : 0,1 (soit 3,17 d'actinides mineurs), Produits de fission : 131,3 dont Se 79 : 0,018 pour 0,21 d'élément, Zr 93 : 2,78 pour 14 d'élément, Tc 99 : 3,20 pour 3,2 d'élément, Pd 107 : 0,78 pour 4,8 d'élément, Sn 126 : 0,08 pour 0,2 d'élément, I 129 : 0,66 pour 0,8 d'élément, Cs 135 : 1,37 pour 10,3 d'élément (soit 8,88 de produits de fission à vie longue).

- L'activité par TWhé est de 5,4.10⁵ Ci en alpha et de 2,2.10⁶ Ci en bêta, gamma pour les produits de fission.

- Les quantités correspondant à la production de EDF se trouvent dans environ 1 250 tonnes de combustibles (1 tonne donne en moyenne 0,272 TWhé) brûlés à 33 GWjt⁻¹ (33.10⁶ kWjt⁻¹).

- D'une façon générale, on peut retenir que les proportions des actinides et des produits de fission (PF) dans les combustibles usés sont, en % : U 96, Pu 1, PF 3 et « actinides mineurs » 0,1.

Toutes ces données vont évoluer dans l'avenir avec l'augmentation du taux de combustion des combustibles et une utilisation croissante des MOX.

pour l'instant des difficultés qu'il y a pour les mettre en œuvre, on peut distinguer :

– l'attente de la décroissance radioactive des radionucléides : ADR. Elle implique l'entreposage des déchets. La confiance d'une bonne gestion repose entièrement sur la société.

– la dilution dispersion dans l'hydrosphère (et l'atmosphère) : DDH. Elle a lieu depuis la terre, l'immersion étant aujourd'hui interdite. La confiance d'une bonne gestion repose entièrement sur la nature. Les effluents ultimes contrôlés avant rejet sont gérés de cette façon.

– le conditionnement confinement dans la géosphère : CCG. Elle implique que les déchets radioactifs soient, *in fine*, transformés en solides et stockés. La confiance d'une bonne gestion repose ici sur la société et la nature.

Une dernière option à l'étude est :

– la modification de la radioactivité des radionucléides à vies longues. Elle n'est pas encore pratiquée [2]. Elle implique un entreposage et probablement un stockage. Nous y reviendrons.

Quelques difficultés pour pratiquer ces options viennent immédiatement à l'esprit. L'option ADR ne peut intéresser que des radionucléides à vies relativement courtes car on peut s'interroger sur des entreposages de quelques siècles. L'option DDH implique que l'on soit sûr qu'il n'y ait pas de reconcentrations de radionucléides par le vivant. D'autres sont plus difficiles à déceler. L'option CCG nécessite un confinement des radionucléides au moins mille fois supérieur à celui des éléments chimiquement toxiques. Quant à la dernière, très séduisante, elle demande de poursuivre le nucléaire car on ne peut modifier massivement la radioactivité que par réactions nucléaires avec des neutrons, ce qui implique d'avoir des réacteurs nucléaires ou d'autres systèmes équivalents.

On vient d'utiliser deux termes très importants : stockage et entreposage des déchets.

Le terme de stockage implique l'évacuation définitive sans surveillance ultérieure (abandon) des déchets solides de la biosphère. La biosphère est constituée des parties de l'at-

mosphère, de l'hydrosphère et de la géosphère facilement accessibles à l'homme. Le terme entreposage implique une limite de temps de surveillance des déchets et leur reprise du lieu où on les a mis temporairement. L'entreposage est par définition réversible.

Le mode de gestion des déchets dépend des caractéristiques des déchets et, à cet égard, la nature des déchets nucléaires dépend de l'une des deux options dites de fin de cycle du combustible.

Dans le cycle ouvert, les combustibles usés en l'état sont déclarés comme déchets. Après entreposage, éventuellement long et cela pour diverses raisons, il est prévu qu'il soient stockés selon l'option CCG. La France n'a pas déclaré les combustibles usés de EDF (Électricité de France) comme des déchets.

Dans le cycle fermé, les combustibles usés sont retraités. L'uranium et le plutonium sont récupérés pour être réutilisés, au moins une fois, sous forme de combustibles MOX. Ces opérations génèrent des effluents gazeux et liquides et des solides radioactifs. Ils sont traités et les solides qui en résultent sont conditionnés. La France a choisi le retraitement des combustibles usés de EDF.

Le choix du retraitement donne un rôle important à la chimie qui intervient alors, outre en amont et dans les réacteurs, dans l'aval du cycle. L'usine de la Hague de COGEMA (Compagnie Générale des Matières Nucléaires) traite 1 600 tonnes de UOX par an (850 t pour EDF et le reste pour l'étranger), U et Pu sont récupérés à 99,88 %, les pertes étant de 0,06 % dans les verres et 0,06 % dans les coques et embouts (voir ci-dessous). Cela laisse néanmoins une dizaine de kilogrammes de Pu dans les déchets français et beaucoup plus de U (dans une tonne de combustible il y a environ 10 kg de Pu).

Le *tableau III* donne des indications sur la nature de ces déchets et leurs quantités.

Sigles utilisés

ANDRA	Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique
CIPR	Commission Internationale de Protection Radiologique
CNRS	Centre National de la Recherche Scientifique
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires
DSIN	Direction de la Sécurité des Installations Nucléaires
EDF	Électricité de France
EPIC	Établissement public à caractère industriel et commercial
IN2P3	Institut de Physique Nucléaire et de Physique des Particules
OCDE	Organisation de Coopération et de Développement Économique
PACE	Programme de l'Aval du Cycle Électronucléaire

Radiotoxicités et risque radiologique

Ces deux notions doivent être clairement distinguées car elles sont toujours au centre des débats.

La protection des individus contre les rayonnements ionisant émis par les radionucléides est réglementée en utilisant comme indicateur la notion de dose, qui est liée à la quantité d'énergie déposée par les rayonnements par unité de poids dans les organes. La radioprotection est une affaire plus ou moins compliquée selon qu'il s'agit de forte ou de faibles doses, d'exposition externe ou interne, des travailleurs du nucléaire ou des individus du public. Elle est fondée sur les directives de la CIPR (Commission Internationale de Protection Radiologique). Les polémiques sur les faibles doses ne sont pas éteintes. En matière de gestion des déchets radioactifs, notamment à long terme, on utilise la dose efficace engagée qui est associée à une faible exposition chronique pendant les 50 ans qui suivent une contamination interne d'un adulte (pendant les 70 ans pour un enfant), laquelle provoque des effets aléatoires, cancers (effets somatiques qui se manifestent tardivement) et effets héréditaires. Il s'agit d'une dose intégrée tenant compte du temps de

Tableau III - Volumes des colis de déchets nucléaires A, B et C de l'aval du cycle électronucléaire civil français. Ces colis résultent de la transformation des matières radioactives en solides si nécessaire et du conditionnement de ceux-ci dans des matrices d'enrobage, de blocage ou d'incorporation puis du conditionnement des matrices.

- 1 TWhé produit par un REP au taux de combustion de 33 GWj.t⁻¹ pour les combustibles donne 4 tonnes de combustible usé (CU) et environ 75 m³ de déchets A.
 - 1 tonne de CU représente 1,5 m³.
 - 1 tonne de CU donne après conditionnement (1995) :
 - 0,15 m³ de verre nucléaire C - 1 m³ de déchets B* (coques cimentées 0,6, boues bitumées 0,15, déchets technologiques cimentés 0,2) - 3,8 m³ de déchets A* (déchets technologiques cimentés).
 - La production d'électricité française est de 350 TWhé par an. Cela donne environ, par an, 30 000 m³ de déchets A+B+C (65 000 t/an) dont 3 000 m³ (10 %) de B+C et 300 m³ de C (1 %).
 - La production mondiale est d'environ 2 000 TWhé an. La moitié des combustibles usés est promise au retraitement.
- * ont été plus abondants d'un facteur 2, doivent être réduits par 1,5 en 2000 compte tenu des améliorations du procédé PUREX visant la réduction des volumes (les coûts de l'entreposage et du stockage éventuel sont rapportés aux volumes).

séjour des radionucléides responsables de l'irradiation dans l'organisme (période biologique) et de l'exposition des différents organes. Pour des raisons de simplicité, la CIPR a proposé d'imputer cette dose efficace engagée à la première année de contamination. Pendant cette année, la dose réelle est bien inférieure à la dose efficace engagée. Cette façon de procéder a le mérite de responsabiliser l'événement qui est à l'origine de la contamination.

On utilise cette dose car on imagine que les scénarios de contaminations éventuelles associés aux différentes stratégies de gestion conduiront surtout à l'inhalation ou à l'ingestion de radionucléides.

Pour un radionucléide incorporé dont l'activité est A (Bq), la dose efficace engagée, exprimée en sievert, est :

$$E (\text{Sv}) = A(\text{Bq}) \cdot F(\text{SvBq}^{-1})$$

où F est le facteur de dose efficace engagée qui dépend des caractéristiques physiques du radionucléide (période, énergie des rayonnements α , β , γ) et surtout de sa biocinétique de décorporation. Les valeurs de F sont données par la CIPR [5, 6]. Elles sont extrêmement variables d'un radionucléide à l'autre. Pour les émetteurs alpha, ce facteur est de l'ordre de 10⁻⁶ à 10⁻⁷ SvBq⁻¹ (par exemple 2,5.10⁻⁷ SvBq⁻¹ pour Pu 239 et un adulte du public, CIPR 67 et 72) pour l'ingestion et de 10⁻⁴ à 10⁻⁵ SvBq⁻¹ pour l'inhalation.

La radiotoxicité d'un radionucléide est définie par :

$$R = E \cdot K$$

K étant un facteur permettant de restituer la valeur de la radiotoxicité dans le référentiel où on a exprimé l'activité. Par exemple en Bq par unité de quantité de matière contenant le radionucléide ou en Bq qui résultent de la production d'une énergie donnée ou simplement en Bq par unité de temps. Cette notion peut être étendue, par sommation, à un ensemble de radionucléides.

Ainsi, on parle de la radiotoxicité d'un combustible nucléaire en Sv par tonne en considérant tous les radionucléides qu'il contient ou en Sv par TWhé en considérant l'activité des radionucléides qui ont été formés dans le combustible pour produire un TWhé.

On dit que cette radiotoxicité est potentielle car il s'agit de la somme des doses efficaces engagées que recevraient de nombreux individus s'ils incorporaient l'activité du combustible à des taux ne déclenchant pas d'effets déterministes. Il ne s'agit pas de la dose résultant de l'incorporation des radionucléides par un seul individu, situation irréaliste, qui

conduirait alors à des effets déterministes déclenchés par des doses très élevées (dans ce cas, la dose est d'ailleurs exprimée en gray). En fait, il serait plus correct de parler d'« inventaire de radiotoxicité » plutôt que de radiotoxicité potentielle, car ce qui est potentiel n'est pas la radiotoxicité mais le risque encouru.

On parle aussi de radiotoxicité résiduelle lorsqu'il s'agit des doses efficaces engagées dans une population qui utiliserait de l'eau contaminée, par exemple par suite du relâchement de l'activité de colis de déchets qui auraient été lixiviés par les eaux naturelles et transporté jusqu'aux exutoires de la biosphère. On l'exprime alors en Sv par an.

La radiotoxicité reflète en quelque sorte ce que l'on appelle la « nocivité ». Mais, pour apprécier la signification de ce terme, il faut bien spécifier de quoi on parle.

Qu'en est-il du risque ?

Selon l'Organisation Mondiale de la Santé, le risque est l'évaluation chiffrée de l'occurrence du danger, il est exprimé en terme de probabilité. Le danger est ce qui cause un préjudice ou un détriment, c'est une notion non chiffrée. Avec la radioactivité, le danger provient de l'effet des rayonnements ionisants sur l'homme et on définit pour un individu le Risque Radiologique, RR. Pour un détriment donné, associé à une exposition consécutive à des événements donnés, c'est :

$$RR (\text{temps}^{-1}) = p (\text{dose}^{-1}) \cdot \sum_i P_i (\text{temps}^{-1}) \cdot (\text{dose})_i$$

p, est la probabilité d'apparition du détriment par unité de dose et P_i est la probabilité de l'occurrence d'un événement i qui délivre la dose i.

Dans le cas des déchets, la dose délivrée par l'événement i est la dose efficace engagée : E_i, qui est liée à la radiotoxicité comme on vient de le voir. Selon les recommandations de la CIPR, p = 0,063 Sv⁻¹ (0,05 pour un cancer mortel et 0,013 pour un effet héréditaire). Le temps est exprimé en année, en effet le détriment n'apparaît pas avant, disons, une quinzaine d'années (effets aléatoires ou stochastiques). Alors :

$$RR (\text{an}^{-1}) = p (\text{Sv}^{-1}) \cdot \sum_i P_i (\text{an}^{-1}) E_i (\text{Sv})$$

On voit, en fait, que p définit déjà un risque puisqu'il s'agit d'une valeur chiffrée de l'occurrence d'un détriment. Par exemple celui de voir apparaître 5 cancers par 100 000 individus ayant reçu 1 mSv.

Alors RR représente le « Risque du Risque ».

La limite de dose ajoutée à la dose naturelle que la CIPR

recommande de ne pas dépasser est actuellement de 1 mSv par an pour une personne du public (la dose naturelle est de 2 à 3 mSv par an). Une telle dose efficace engagée est atteinte si on ingère 4 000 Bq soit 1,76 microgramme de Pu (l'activité massique de Pu 239 est de $2,27 \cdot 10^9$ Bq.g⁻¹) ce qui revient à boire durant un an 1 litre d'eau par jour à 10^{-11} M en Pu (ou si on inhale quelques dizaines de Bq par an). Pour la première année de contamination, la dose réelle est environ le cinquantième du mSv.

On mesure ici, sur cet exemple, tout le problème du confinement qu'il est nécessaire d'assurer dans l'option CCG. La concentration d'un élément toxique pour des risques aléatoires comparables à ceux de la radioactivité est de $5 \cdot 10^{-4}$ M.

La limite de dose de 1 mSv correspond à une précaution sanitaire. Elle permet d'apprécier le risque dans toutes les circonstances où on sait définir P_1 .

C'est là que les affaires se compliquent et d'autant plus que le temps auquel on se projette est loin. Lorsqu'il s'agit de centaines d'années, il n'y a pas de problème de méthodologie, $P_1 = 1$ pour tous les événements pris en compte dans les scénarios de retour de la radioactivité à la biosphère, et l'identification des risques est possible. On peut alors imaginer une gestion qui repose surtout sur la technologie et les contrôles institutionnels (société). Au-delà du millénaire, il y a des problèmes de méthodologie pour évaluer P_1 et la gestion ne peut reposer que sur les propriétés de la nature. Alors le risque ne s'apprécie plus tellement en termes de dose individuelle mais en termes d'indicateurs pour une société, que l'on est obligé de considérer plus ou moins figée, dans l'incertitude où l'on est du futur. On rentre dans les considérations « politiques » (invariance de l'homme, scénarios d'occurrence d'événements naturels) et « éthiques » (principes d'équité intra- et intergénération et de précaution vis-à-vis de l'incertain).

On comprend facilement pourquoi on a insisté sur ces points. Toutes les stratégies de gestion des déchets radioac-

tifs se ramènent finalement, pour les choix, à comparer des radiotoxicités, et les risques associés, à l'aide d'analyses de sûreté sur lesquelles on ne peut s'étendre ici.

La classification des déchets radioactifs en France et les quantités en jeu

La classification utilisée en France est donnée tableau IV. Elle repose sur l'activité (liée à la nocivité) et la période des radionucléides majeurs contenus dans les déchets (liée à la durée de la nocivité). Des indications sur les quantités y sont aussi données. Ce tableau appelle peu de remarques sinon que l'activité des déchets C peut atteindre 1 Ci par gramme. On comprend, par exemple, que le problème de la tenue et des propriétés de ces solides radioactifs dans le temps n'est pas simple.

La gestion des déchets radioactifs en France

La gestion industrielle des déchets radioactifs en France a réellement débuté en 1969. Auparavant, tous les déchets radioactifs étaient entreposés. Le problème a pris de l'importance avec l'ampleur du développement du nucléaire (à partir de 1973) et le choix du retraitement pour la fin du cycle électronucléaire. A partir de 1975, les pouvoirs publics prennent conscience des risques potentiels présentés par des gestions non strictement réglementées et des groupes d'experts et des commissions sont mis en place pour examiner les problèmes (commissions Castaing 1981-1984 et Goguel 1985-1987). Des travaux des scientifiques impliqués dans la réflexion, de la pression de l'opinion publique vis-à-vis de l'enfouissement des déchets B et C (option CCG qui avait été retenue) et de l'implication du pouvoir politique se dégage une doctrine qui débouche sur une loi, la loi du 30 décembre

Tableau IV - Classification des déchets radioactifs utilisée en France. Activité en Ci par tonne (le Ci n'est plus une unité légale, mais reste commode pour indiquer les activités élevées).

Activité	Période courte (moins de 30 ans)	Période longue (jusqu'à 10 ⁶ ans)
Très faible	X	X'
Faible	A	Y
Moyenne	A	B
Élevée (émettent de la chaleur)	C	C
X, X' - $\beta\gamma$: 0,0001 à 0,01 (très faible activité à vie courte et longue, TFA) Y - $\beta\gamma$: 0,01 à 1, α < 0,001 à 0,1 (déchets radifères et miniers) A - $\beta\gamma$ < 10, α < 0,1 (faible activité) B - $\beta\gamma$ < 10 000, α > 0,1 (déchets alpha, moyenne activité) C - $\beta\gamma$ < 1 000 000, α > 10 000 (haute activité)		

- Les volumes estimés pour l'an 2020 sur la base d'un retraitement nécessaire pour alimenter 28 réacteurs utilisant du MOX à 30 %, sont en m³ :
 - A : 500 000 ; $\beta\gamma$ environ 10^4 Ci ; α environ 650 Ci
 - B : 90 000 ; $\beta\gamma$ environ $4,5 \cdot 10^8$ Ci ; α environ $1,2 \cdot 10^7$ Ci
 - C : 5 000 ; $\beta\gamma$ environ $3 \cdot 10^{10}$ Ci ; α environ $1,2 \cdot 10^8$ Ci.
- A cette époque, il devrait y avoir en entreposage 5 600 t de UOX et 3 250 t de MOX.

1991. Parallèlement, l'administration compétente publie des textes techniques pour les entreposages et stockages de surface. Aujourd'hui la gestion de ces déchets a lieu par filières adaptées à la nocivité des déchets et elle est sous la responsabilité de l'ANDRA (Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs), EPIC (établissement public à caractère industriel et commercial) indépendant depuis 1991.

Les effluents gazeux et les effluents liquides des usines du cycle du combustibles sont décontaminés et, *in fine*, rejetés à l'atmosphère ou à la mer selon des règles bien précises. Nous laisserons de côté cet aspect qui relève de la santé publique.

Actuellement, on peut diviser les déchets en 2 catégories.

Déchets stockables en surface

Il s'agit :

- Des déchets miniers qui renferment des radionucléides naturels (Ra 226). Ce sont des matières radioactives naturelles mais dans un état remanié par rapport à ce qu'il était dans la nature. Ils sont gérés de façons particulières.

- Des déchets de très faible activité à vie courte comme les déchets de démantèlement des réacteurs nucléaires (de recherche et de puissance) ou des ateliers du cycle. Leur activité « ajoutée » à la radioactivité naturelle des matériaux est de l'ordre du Bq par gramme, mais leur impact médiatique a été énorme lorsque, quelquefois, ils ont été dispersés. Ils sont actuellement entreposés. Leur gestion est à l'étude.

- Des déchets de très faible activité à vie longue comme les déchets radifères de l'industrie des terres rares. Leur gestion est à l'étude.

- Des déchets dits A, comme les déchets radioactifs provenant de l'utilisation des radionucléides à des fins de recherche médicale ou autres, des déchets de fonctionnement des réacteurs et de certains déchets dits technologiques des usines du cycle. Les déchets A sont stockés en France dans deux centres de stockage de surface, qui sont en fait des centres de décroissance. Celui qui est en cours d'exploitation est le Centre de stockage de l'Aube. Il admet les colis dont l'activité alpha est inférieure à 0,1 Ci par tonne, sous réserve que, pour l'ensemble du stockage, la teneur soit inférieure à 0,01 Ci par tonne. Sa capacité est de 10^6 m³. Les déchets contenant du tritium n'y sont admis qu'en quantité limitée. Le Centre de stockage de la Manche ouvert en 1956 est plein. Il n'a pas toujours été exploité selon les règles actuelles qui datent de 1986.

La limite alpha de 0,01 Ci/t correspond à un abandon théorique de surveillance après 300 ans (dix fois la période de 30 ans des déchets à vies courtes). Il est pratiquement impossible d'empêcher le tritium de migrer. Sa radiotoxicité est faible (pour l'ingestion ou l'inhalation, $F = 1,7 \cdot 10^{-11}$ SvBq⁻¹ et les limites sont de 10^8 Bq), mais son impact médiatique est énorme. C'est pourquoi son stockage est limité.

La plupart des déchets tritiés sont entreposés (option ADD). Des effluents tritiés sont dilués en mer.

Déchets non stockables en surface et relevant de la loi du 30-12-91

Il s'agit des déchets B et C qui pour l'instant sont tous

entreposés en attente d'une solution d'évacuation définitive. Ce sont eux qui posent des problèmes. Au terme de la loi, leur devenir n'est pas encore fixé. Ils font l'objet de recherches. Pourquoi ?

Conformément à l'option CCG, l'ensemble des experts pense que ces déchets peuvent aller dans un stockage géologique. Cette unanimité ne doit pas toutefois être confondue avec l'acceptabilité du public. En fait, comme il est impossible de « démontrer » l'innocuité d'un stockage géologique de tels déchets pour les générations futures, en raison des temps à prendre en compte, il faut montrer, avant de faire des choix, que plusieurs voies sont explorées pour réduire les radiotoxicités et que l'on cherche à réunir le maximum de précautions redondantes pour limiter les expositions aux rayonnements nucléaires. On préserve ainsi les droits des générations futures en n'invoquant pas d'hypothétiques avancées de la science qui leur permettraient de faire mieux que nous.

Les déchets B proviennent essentiellement des installations où sont manipulés des émetteurs alpha, fabrication du MOX à base de Pu, retraitement des combustibles irradiés ou usés (boues de décontamination des effluents par coprécipitation, fragments de gaines de combustibles - coques - et embouts d'assemblages, concentrats d'évaporateurs, etc.). Tous ne sont pas encore conditionnés. Ceux qui le sont sont conditionnés dans du bitume (boues) ou du ciment (coques et embouts).

Les déchets C de retraitement sont essentiellement des colis de verres nucléaires incluant les calcinats des solutions dites de « produits de fission ». Ces solutions sont celles qui résultent de la dissolution des combustibles usés après que l'on ait extrait U et Pu. On y trouve tous les produits de fission, sauf l'iode, et les actinides mineurs avec des traces de Pu et de U. L'iode s'échappe lors de la dissolution des combustibles dans l'acide nitrique, il est récupéré et envoyé pour partie à la mer. Certains combustibles expérimentaux ou ceux des sous-marins nucléaires, qui ne pourront pas être retraités, sont des déchets C.

La loi du 30-12-91 a pour objectif, entre autres, d'inciter la communauté scientifique et technique à poursuivre des recherches dans trois axes afin de fournir au pouvoir politique, en 2006, les éléments techniques d'un choix entre les options sous-tendues par ces axes. Au terme de l'article 4, elle vise les recherches à conduire simultanément, pendant 15 ans, sur :

1 - la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des radionucléides à vies longues,

2 - l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains,

3 - l'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface.

Le point 1 vise la réduction de l'inventaire radiotoxique des combustibles usés, le point 2 vise la réduction de la radiotoxicité résiduelle et du risque correspondant et le point 3 vise la réalisation des points 1 et 2. Les points 1 et 2 concernent le long terme et le 3 le court terme.

Les enjeux scientifiques de la loi sont nombreux et ont donné lieu à d'importants programmes de recherches coordonnés intéressant le CEA, l'ANDRA et le CNRS (par exemple le CNRS vient récemment de lancer le programme PACE -Programme de l'aval du cycle électronucléaire) et les

producteurs de déchets CEA, EDF et COGEMA. Le CEA est engagé depuis longtemps dans ces recherches et est responsable des axes 1 et 3 de la loi. L'ANDRA est responsable de l'axe 2. On trouvera à cet égard des renseignements dans les rapports annuels de la Commission nationale d'évaluation créée par la loi du 30-12-91 [7].

La chimie a un rôle clé à jouer dans les trois axes. Par exemple pour le premier, il s'agit de séparer des solutions de produits de fission Np, Tc, Zr, Am, Cm et Cs afin de pouvoir les détruire (stratégie de séparation-transmutation : S-T) ou les conditionner séparément (Cs par exemple). Rappelons que Pu et I sont séparés lors du retraitement des combustibles. La transmutation consisterait à « incinérer », c'est-à-dire à fissionner, Pu, Np, Am et Cm et à transmuter Tc et I dans des réacteurs ou des systèmes sous-critiques couplés à des accélérateurs. La S-T permettrait de diminuer la radiotoxicité (exprimée en Sv/TWhé) de ce qui irait en stockage profond par rapport à l'hypothèse où les déchets actuels seraient enfouis. La radiotoxicité des déchets dépend du temps. Elle est surtout due de 0 à 300 ans à Sr, Cs, Pu, Cm, de 300 à 10^3 ans à Pu et Am, après 10^3 ans à Pu et, après 10^4 ans, à Np. Le gain correspondant à la séparation de Pu, Am et Cm dépend du temps. Par exemple à 10 000 ans, si on ne retire rien des combustibles, le gain est 0, si on retire le Pu (avec une perte 0,1 %) il est de 10, si on retire en plus Am (avec une perte de 1 %) il est de 100, et si on retire en plus Cm (avec une perte de 1 %), il est de 1 000. Évidemment, ces gains supposent que l'on détruit Pu, Am et Cm, ce qui n'est pas une mince affaire.

Pour l'axe 2, il faut étudier la chimie des actinides et des produits de fission (tableau 1) en solution : immobilisation de ces éléments par précipitation de phases ou d'hydroxydes en milieu réducteur légèrement carbonaté et neutre, « solubilité » de ces phases (dissous et colloïdes), et le transport des radionucléides passés en solution : spéciation, rôle des colloïdes, paramètres de rétention sur les minéraux naturels. Toutes ces données sont nécessaires pour modéliser le retour des radionucléides d'un stockage profond à la biosphère. Il faut aussi étudier des matériaux de barrières artificielles protégeant les colis des venues d'eau et retardant le départ des radionucléides vers l'environnement du stockage.

Pour l'axe 3 qui concerne les conditionnements, il s'agit typiquement de chimie du solide (T et P élevées dans certains cas, effet des rayonnements) et de l'étude des lois de vieillissement des matériaux : verres, bitumes, ciments, céramiques.

La chimie/radiochimie est ainsi indissociable des problèmes de gestion des déchets radioactifs. Dans la perspective d'une gestion améliorée des déchets nucléaires, il y a des verrous à faire sauter qui relèvent uniquement de la chimie, dans les domaines des séparations qualitatives et quantitatives et de la recherche de nouvelles matrices insolubles.

La sûreté en France

La sûreté des opérations liées à la gestion des déchets radioactifs est de la responsabilité des producteurs de déchets (EDF, COGEMA, CEA), de leur prestataires de service et de l'ANDRA. La DSIN contrôle le bon exercice de

cette responsabilité pour les déchets liés à l'activité des INB civiles en instaurant une réglementation et en exerçant un strict contrôle de surveillance. Elle édicte des règles techniques de gestion [8] et délivre les autorisations après instruction des dossiers. La DSIN a deux préoccupations, la sûreté de chaque étape de gestion et celle de la stratégie globale. Son rôle est incontesté.

Conclusion

La gestion des déchets radioactifs vise à minimiser la dose efficace engagée que recevrait un individu du public d'aujourd'hui et du futur, quels que soient les scénarios d'exposition qui pourraient résulter de cette gestion. La durée à prendre en compte est celle pendant laquelle le danger, c'est-à-dire le rayonnement, persiste. Cette durée peut être tellement longue que les problèmes à résoudre sont nouveaux au regard de ceux déjà résolus.

Les incertitudes qui planent encore dans les stratégies proposées proviennent de la difficulté à appréhender l'occurrence des événements naturels à venir et le futur de l'activité humaine sur des temps lointains.

Toutefois, cette gestion peut être conduite d'une façon logique et cohérente en se fondant sur des notions de radiotoxicité et de risque radiologique évalués à partir de la dose efficace engagée individuelle et les indicateurs de risque pour le long terme, notions qui restent plus floues lorsqu'on parle des éléments stables toxiques.

Ainsi, la gestion des déchets radioactifs A est conduite en France de façon industrielle en assurance qualité. Ces déchets représentent la majorité du volume.

Pour ce qui concerne les déchets B et C, déchets à haute activité et à vies longues, la loi renvoie à une dizaine d'années les choix de gestion mais elle précise les recherches et développements pluridisciplinaires à poursuivre d'ici là. La problématique est bien comprise. Des outils sont à disposition. La technologie est certainement maîtrisable comme l'a déjà prouvé le développement du nucléaire en France.

Références

- [1] *Rapport annuel de la DSIN 1996*, chapitre 5, p. 83, ministère de l'Industrie (99, rue de Grenelle, SP 07).
- [2] *Le problème des déchets nucléaires*, Éd. R. Turlay. Édition Société Française de Physique (33, rue Croulebarbe, 75013 Paris), Fait le point sur la question.
- [3] Michon G, *Dépêche technique*, Supplément n° 47 à la *Dépêche Vétérinaire*, 30 septembre 1995.
- [4] Teillac J., *Les déchets nucléaires*, Que Sais-je ? n° 2385, PUF, 1988.
- [5] Tubiana M., Dautray R., *la radioactivité et ses applications*, Que Sais-je ? n° 33, PUF, 1996.
- [6] IRCP Publication, *Annals of the IRCP*, Pergamon Press, nombreuses publications, par exemple n° 61, vol. 24, n° 4, 1992, voir aussi note technique BECC/NT 93/01, mai 1993, DCC-DSD-BECC, Centre de Cadarache, 13108 Saint Paul lez Durance Cedex pour une compilation de certaines données.
- [7] Commission nationale d'évaluation, relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, Rapport 1, 1995, Rapport 2, 1996, Rapport 3, 1997, (39-43, quai André Citroën, 75015 Paris).
- [8] Sûreté des installations nucléaires en France, Textes réglementaires, *JO République Française*, Publication 1606, janvier 1992.