

Déchets nucléaires : que faire ?

À mesure que s'accumulent les stocks de combustibles irradiés et de déchets nucléaires provenant du cycle électronucléaire, des centres de recherche, des activités militaires, industrielles, médicales, la question du devenir de ces matières se pose aujourd'hui avec une acuité et une urgence d'autant plus grandes que certaines décisions doivent être prises prochainement quant à l'utilisation ou non des stocks de *plutonium* dans d'éventuels réacteurs à neutrons rapides et au stockage en couches géologiques profondes des déchets radioactifs ultimes.

Flux annuel de combustibles nucléaires en France

Chaque année [1][2][3], les 58 réacteurs nucléaires fonctionnant en France produisent environ 1270 t/an de combustibles irradiés pour l'ensemble du parc. Ils consomment en amont 1000 t/an en moyenne d'oxyde d'*uranium* (UOX) enrichi à 3,7% en ^{235}U et 150 t/an d'oxyde d'*uranium* réenrichi (URE), le tout provenant de 8000 t/an d'*uranium* naturel à 0,7% en ^{235}U , ce qui génère chaque année environ 7000 t d'*uranium* appauvri à 0,25% en ^{235}U qu'il faut entreposer ; et 120 t/an de MOX (mélange d'oxyde d'*uranium* appauvri et de 6-8% d'oxyde de *plutonium*) fabriqué à partir des UOX irradiés et retraités.

Le parc nucléaire français actuel produit donc 1000 t/an d'UOX irradiés, 150 t/an d'URE irradiés et 120 t/an de MOX irradiés et consomme 50 à 60 t/an de matière fissile (^{235}U , ^{239}Pu).

Après entreposage sur place dans des piscines de refroidissement, ces combustibles irradiés sont envoyés à l'usine de retraitement de La Hague où une partie seulement peut être traitée (860 t/an d'UOX environ), le reste s'accumulant dans les piscines d'entreposage (capacité totale 17000 t), dont les 150 t/an d'URE irradiés et les 120 t/an de MOX irradiés.

Le traitement des 860 t/an d'UOX génère 810 t/an d'*uranium* appauvri ; 10 t/an de *plutonium* (utilisés dans la fabrication de combustible MOX à 8,5% de Pu à raison de 100 t/an) et 40 t/an de déchets radioactifs ultimes (produits de fission divers et actinides mineurs).

Flux et stocks de matières radioactives en France

Dans la terminologie officielle (article L. 542-1-1 du Code de l'environnement modifié par la loi du 28 juin 2006), est considérée comme *matière radioactive* « une substance radioactive pour laquelle une utilisation ultérieure est prévue ou envisagée, le cas échéant après traitement ».

Si, comme le fait remarquer le rapport Bataille-Birraux de 2007 [4], ces déchets ne représentent qu'une fraction volumique (63%) de l'ensemble des déchets radioactifs produits annuellement en France, ils en représentent néanmoins l'essentiel en masse et surtout en déchets hautement radioactifs (produits de fission et actinides mineurs) et sont au cœur de la stratégie politique nucléaire en jeu dans les décennies à venir, en France et dans certains autres pays nucléarisés.

D'après le HCTISN (haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire) [5] et l'ANDRA (agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) [6], les *combustibles en cours d'irradiation* dans les 58 réacteurs nucléaires en décembre 2010 représentaient 4500 tML (tonne de métal lourd) d'UOX, 156 tML d'URE et 300 tML de MOX.

Les quantités de *combustibles irradiés entreposés* dans l'attente de traitement étaient :

- combustibles UOX usés : 3 626 tML sur les sites des 19 centrales électronucléaires REP françaises ; environ 8 380 tML sur le site de La Hague (50) ;
- combustibles URE usés : 68 tML sur le site de la centrale électronucléaire de Cruas (07) ;

- environ 250 tML sur le site de La Hague (50) ;
- combustibles MOX usés : 387 tML sur les sites des centrales du Blayais (33), de Chinon B (37), de Dampierre (45), de Gravelines (59), de Saint-Laurent-des-Eaux B (41) et du Tricastin (26) ;
- 900 tML sur le site de la Hague (50) ;
- combustibles RNR usés : 104 tML sur le site de Creys-Malville (38) ;
- combustibles usés des réacteurs civils de recherche (autres que combustibles métalliques) : 53 tML de combustibles dont 43 tML de combustibles RNR usés du réacteur Phénix sur les sites du CEA ; 2 tML de combustibles sur le site de La Hague (50) ;
- combustibles usés métalliques issus des réacteurs expérimentaux du CEA et de réacteurs UNGG : 15 tML sur les sites du CEA ;
- combustibles usés de la propulsion navale : environ 146 tonnes.

Le stock de *plutonium* au 31 décembre 2010 était officiellement d'environ 80 tonnes, dont :

- 60 tonnes de *plutonium* entreposées à l'usine AREVA NC de La Hague (50) ;
- 8 tonnes de *plutonium* en cours d'utilisation dans le processus de fabrication de combustibles MOX ;
- 10 tonnes de *plutonium* en assemblage MOX ou RNR non irradiés présents ailleurs que dans les usines de fabrication, c'est-à-dire principalement sur les sites des réacteurs EDF ;
- environ 2 tonnes de *plutonium* entreposées dans diverses installations du CEA.

Il est à noter que sur ces 80 tonnes de *plutonium*, seules 56 sont de propriété française, le reste étant issu du traitement des déchets nucléaires de pays étrangers et destinés à leur être restitué, sous forme séparée ou moxée.

En tenant compte de l'ensemble des combustibles irradiés et non irradiés, la masse totale de *plutonium* sur le sol français est actuellement de 300 tonnes [2].

Le bilan des stocks des matières radioactives établi par le HCTISN [7] et l'ANDRA [8] est résumé dans le *Tableau 1* ci-dessous.

| MATIÈRE | 2010 |
|---|--------|
| Combustibles mixtes uranium-plutonium (MOX) en cours d'utilisation dans les centrales électronucléaires (tML) | 299 |
| Combustibles mixtes uranium-plutonium (MOX) usés, en attente de traitement (tML) | 1287 |
| Combustibles usés du réacteur à neutrons rapides SuperPhénix, en attente de traitement (tML) | 104 |
| Combustibles UOX en cours d'utilisation dans les centrales électronucléaires (tML) | 4477 |
| Combustibles UOX usés, en attente de traitement (tML) | 12006 |
| Combustibles URE en cours d'utilisation dans les centrales électronucléaires (tML) | 156 |
| Combustibles URE usés, en attente de traitement (tML) | 318 |
| Combustibles usés des réacteurs civils de recherche (dont Phénix), en attente de traitement (tML) | 53 |
| Combustibles métalliques usés, en attente de traitement (tML) | 15 |
| Matières en suspension (sous-produits du traitement des minerais de terres rares) (tonnes) | 23454 |
| Combustibles de la Défense nationale (tonnes) | 146 |
| Plutonium issus des combustibles usés après traitement (tML) | 80 |
| Thorium (tonnes) | 9407 |
| Uranium appauvri Uapp (tML) | 271481 |
| Uranium enrichi (tML) | 2954 |
| Uranium issu de combustibles usés après traitement URT (tML) | 24100 |
| Uranium naturel extrait de la mine (tML) | 15913 |

Tableau 1. Stocks des matières radioactives en France en 2010 (source Andra)

La gestion actuelle des déchets nucléaires en France

En France, c'est la loi du 28 juin 2006 qui redéfinit la dénomination « déchet nucléaire » (article L 542-1-1, livre V du Code de l'environnement, titre IV, ch II) :

« Les déchets radioactifs sont des substances radioactives pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue ou envisagée. Les déchets radioactifs ultimes sont des déchets radioactifs qui ne peuvent plus être traités dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de leur part valorisable ou par réduction de leur caractère polluant ou dangereux. »

C'est une conséquence des choix politiques entérinés par les gouvernements de droite et de gauche visant à réutiliser l'*uranium* et surtout le *plutonium* (qui représentent 96% de la masse des combustibles irradiés) après retraitement en vue d'une part de fabriquer du combustible MOX à 6-8% de Pu pour l'insérer dans 30% des barres de combustibles de certains réacteurs à eau pressurisée (REP, ou PWR en anglais), du combustible MOX à 9-11% dans le (les) réacteurs « européens » sous pression (EPR) prévus sous les gouvernements précédents et avalisés depuis par François Hollande ; d'autre part de les stocker pour de futurs réacteurs à neutrons rapides au *plutonium* refroidis au *sodium* (RNR), nouvelle version de Superphénix remise au goût du jour par le CEA, EDF et AREVA comme filière d'avenir française des réacteurs dits « de génération IV ». Il s'ensuit qu'en France le *plutonium*, tout comme l'*uranium* appauvri, ne sont pas considérés comme des déchets nucléaires mais comme des matières radioactives valorisables.

En conséquence, la France est l'un des rares pays à retraiter les combustibles irradiés, avec la Grande Bretagne (l'usine de Sellafield a été fermée en 2011), le Japon (l'usine de Rokkasho Mura n'est cependant toujours pas opérationnelle) et la Russie (usines de Mayak et Krasnoyarsk), ce qui l'amène à retraiter une grande partie des combustibles irradiés d'autres pays, dont le Japon (dont les capacités de retraitement sont insuffisantes) et l'Allemagne.

Le retraitement des combustibles irradiés depuis l'ouverture de l'usine de La Hague en 1966 produit une quantité croissante de déchets nucléaires, dont l'entreposage et le stockage est fonction de leur nature (durée de vie, activité).

Concernant la durée de vie des déchets nucléaires, on distingue :

- les *déchets radioactifs à vie longue* (VL) de période de demi-vie radioactive supérieure à 30 ans : ils posent le plus de problèmes de gestion à long terme sur plusieurs millénaires, voire sur millions d'années ;
- les *déchets radioactifs à vie courte* (VC) de période de demi-vie radioactive inférieure à 30 ans : ils ne nécessitent pas de stockage sur des durées géologiques mais doivent être gérés pendant des décennies, et pour certains jusqu'à un à trois siècles car ils peuvent présenter une forte radioactivité.

La classification des déchets nucléaires suivant leur activité se fait en distinguant :

- les *déchets radioactifs de haute activité* (HA) supérieure à 10^8 Bq/g⁽¹⁾
- les *déchets radioactifs de moyenne activité* (MA) entre 10^5 et 10^8 Bq/g
- les *déchets radioactifs de faible activité* (FA) entre 100 et 10^5 Bq/g
- les *déchets radioactifs de très faible activité* (TFA) inférieure à 100 Bq/g.

La gestion actuelle a été organisée par la loi du 30 décembre 1991 puis la loi du 28 juin 2006 selon le *Tableau 2*.

| activité | VC | VL |
|------------|---|---|
| TFA | Provenance : <i>résidus miniers, gravats de démantèlement</i> Destination : <i>stockage de surface (Centre de Stockage TFA de l'Aube)</i> | |
| FA | Provenance : <i>exploitation, maintenance et démantèlement des installations nucléaires</i> | Provenance : <i>déchets radifères, graphite des réacteurs UNGG</i> Destination : <i>subsurface (à l'étude)</i> |
| MA | Destination : <i>stockage de surface (Centre de stockage FA et MA de l'Aube)</i> | |
| HA | Provenance : <i>gainés de combustibles, maintenance et exploitation, boues de retraitement des effluents, démantèlement des installations nucléaires, retraitement des combustibles</i> Destination : <i>stockage réversible profond (à l'étude)</i> | |

Tableau 2. Gestion des déchets nucléaires (source Andra)

Les volumes de déchets nucléaires actuellement stockés dans les centres gérés par l'ANDRA sont récapitulés dans le *Tableau 3* ci-dessous. La colonne droite donne les volumes envisagés à l'horizon 2030 en supposant maintenu le programme nucléaire actuel et le prolongement à 50 ans de la vie des réacteurs nucléaires souhaité par EDF.

La colonne centrale estime les activités radioactives totales en téra-becquerel (1 Tbq = 1000 milliards de becquerel) de chaque catégorie, toutes formes de radioactivité confondues.

| catégorie | volume en 2010 (m ³) | activité en 2010 (TBq) | prévision 2030 (m ³) |
|---------------|----------------------------------|------------------------|----------------------------------|
| HA | 2700 | ~105 000 000 | 5400 |
| MA-VL | 41000 | ~4 800 000 | 49000 |
| FA-VL | 87000 | ~12 000 | 133000 |
| FMA-VC | 830000 | ~27 000 | 1200000 |
| TFA | 360000 | ~5 | 1300000 |
| <i>total</i> | <i>1320000</i> | <i>~110 000 000</i> | <i>2700000</i> |

Tableau 3. Répartition par catégorie

Il ne faut cependant pas considérer à la légère la dangerosité des déchets TFA et FA car ils contiennent des radioéléments à vie longue souvent très dangereux pouvant diffuser rapidement dans l'environnement.

Parmi ceux-ci se trouvent les grandes quantités de *graphite* irradié et contaminé, issues du démantèlement des anciens réacteurs UNGG (*uranium* naturel *graphite* gaz) dont le conditionnement et le stockage n'est toujours pas résolu. Ils contiennent en particulier des impuretés de chlore ³⁶Cl fortement radioactif (émetteur β, demi-vie 300000 ans) et très mobile.

De même les résidus miniers et radifères provenant des anciennes mines d'uranium sont fortement contaminés par des radioéléments particulièrement dangereux comme le *radon* ²²⁶Rn et ²²²Rn, des métaux lourds comme l'*uranium* ²³⁸U, le *thorium* ²³²Th et ²²⁸Th, le *radium* ²²⁶Ra et ²²⁸Ra, le *plomb* ²¹⁰Pb, le *polonium* ²¹⁸Po et surtout ²¹⁰Po (500 à 2000 fois plus toxique que le *plutonium* !).

Il ne faut pas non plus prendre ces volumes officiels comme tels car ces déchets ne peuvent pas être entassés ainsi simplement les uns contre les autres mais espacés et refroidis, ce qui multiplie bien évidemment le volume réellement occupé par des facteurs pouvant dépasser plusieurs dizaines à milliers!

Le stockage géologique profond des déchets des PF et AM

La loi Bataille de 1991 proposait d'articuler la gestion des déchets HA-LV autour de trois axes :

1. recherche de solutions de *séparation-transmutation des déchets* (CEA) ;
2. étude des possibilités de *stockage réversible-irréversible en couches géologiques profondes* par deux laboratoires souterrains créés à cet effet (ANDRA) ;
3. étude des procédés de *conditionnement-entreposage des déchets en surface ou subsurface* (CEA).

La loi de 2006 a dressé le bilan officiel suivant de ces trois axes :

1. Résultats des recherches sur la séparation-transmutation (axe 1)

La *séparation* par voie hydrométallurgique (procédés Purex, Diamex, Sanex) des actinides mineurs (*neptunium, américium, curium*) dont les périodes se comptent en centaines de milliers d'années a été démontrée à l'échelle du laboratoire. Certains produits de fission à vie longue (quelques milliers d'années) ont été également séparés (notamment *iode* et *césium*). La faisabilité technique de la *transmutation* des noyaux lourds d'actinides mineurs en noyaux plus légers et à période de radioactivité plus courte par bombardement neutronique a été démontrée grâce aux expériences conduites avec le surgénérateur Phénix ou à des transmutations réalisées en réacteur à eau pressurisée. Mais la transmutation à l'échelle industrielle nécessiterait de disposer de RNR de 4^{ème} Génération et/ou de réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateurs (ADSR) encore à l'état d'étude ou d'expérimentation, qui posent de nombreuses difficultés, de nombreux problèmes de sécurité et ne verraient de toute façon pas le jour avant 2040, voire 2070 !

En réalité [1][9], la transmutation des produits de fission (PF) de certains radioisotopes est impossible (par exemple ceux du césium car il faudrait opérer préalablement une séparation isotopique très lourde de ses isotopes radioactifs très dangereux comme le ¹³⁷Cs). La transmutation des autres produits de fission est très limitée et son faible rendement nécessiterait un nombre de recyclage très élevé. Il faudrait les placer sous forme de cibles stables en certains points des réacteurs nucléaires, mais certains radioisotopes comme l'iode posent des problèmes de stabilité, comme l'iode 129. D'autre part, l'insertion de ces cibles n'est pas sans poser de problèmes sur l'entretien de la réaction en chaîne neutronique dans les réacteurs, ce qui limite fortement le flux de neutrons capables de transmuter les PF.

C'est donc vers la seule transmutation des actinides mineurs (AM) que s'orientent les recherches, ce qui imposerait une séparation préalable de ces radioisotopes fortement émetteurs α ,

- soit par des **procédés de transmutation homogène** (les AM seraient mélangés à moins de 5% au combustible nucléaire dans des réacteurs critiques, pour éviter des problèmes de perte de contrôle des réactions en chaîne), nécessitant un multirecyclage du combustible pour atteindre une transmutation significative des AM
- soit par des **procédés de transmutation hétérogène** après séparation chimique et fabrication de cibles concentrées à 90% en AM placées à certains endroits des réacteurs, essentiellement RNR (le problème est alors le contrôle de la réaction, le risque de gonflement et d'échauffement des cibles)
- soit par **transmutation dans des réacteurs dédiés** de type ADSR (accelerator-driven subcritical reactor) actuellement à l'état de recherche (démonstrateurs), possiblement sous-critique : le flux de neutrons serait produit à l'extérieur du réacteur par un accélérateur de protons (de rendement énergétique déplorable!) qui viendraient frapper des cibles de spallation spécifiques en métaux lourds pour produire les neutrons (et des produits de fission

radioactifs!) au voisinage des cibles constituées d'AM à transmuter. Les contraintes de sécurité mécaniques, thermiques et radiologiques posées par la traversée des parois de réacteurs par les protons accélérés, le contrôle de la transmutation, la production de nouveaux produits de fission radioactifs in situ rendent ce type de projet plus qu'hypothétique: chimérique.

2. *Résultats des recherches sur le stockage géologique réversible (axe 2)*

L'ANDRA a accumulé de nombreux résultats « favorables » sur la capacité de l'argile à confiner les déchets radioactifs grâce à ses recherches dans les laboratoires souterrains de Mol (Belgique), du Mont Terri (Suisse) de Bure (Meuse) : migration insignifiante des actinides (quelques mètres en 1 million d'année ; très lente migration des ions des déchets vitrifiés les plus mobiles entre 50000 et 500000 ans). Un stockage géologique devrait donc pouvoir fonctionner sur plus d'un siècle.

Cependant, le comportement des argilites, complexes silicatés riches en eau, n'est pas sans poser de problèmes d'étanchéité à long terme (à l'échelle millénaire), particulièrement en présence de failles qui risqueraient de réduire à néant les hypothèses d'isolement des radionucléides de l'environnement (rappelons que les demi-vies des transuraniens est de plusieurs dizaines de milliers à plusieurs milliards d'années).

Le comportement chimique des fûts métalliques abandonnés dans la matrice argileuse (après fermeture des éventuels centres d'enfouissement) est une autre source d'interrogation: si la plupart des argiles sont basiques (pH > 7), certaines argiles sont acides, et les aciers pourraient subir à chaud et sous pression des processus accélérés de corrosion acide, mais aussi basique: aujourd'hui, rien ne permet de garantir aux générations futures l'intégrité à terme de ces fûts dans ces conditions.

3. *Résultats des recherches sur le conditionnement-entreposage de longue durée (axe 3)*

Les volumes de déchets HA-MA ont été divisés par 10 depuis 1992 par vitrification des effluents, compactage des déchets technologiques et des structures métalliques des combustibles. La stabilité des colis vitrifiés et des colis de coques et d'embouts vis à vis de la lixiviation dépasse la centaine de milliers d'années. Les entreposages de longue durée en surface ou en subsurface visent des durées de fonctionnement de 100 à 300 ans. Un tel entreposage pourrait être mis en service opérationnel en France vers 2016.

En conclusion, la loi de 2006 a prévu de poursuivre les recherches sur 10 années supplémentaires et de ne prendre en compte que le stockage réversible.

Cependant ce tableau idyllique masque d'une part les fortes incertitudes de la faisabilité et de la sûreté du stockage géologique dans les couches d'argile du site de Bure ainsi que l'atteinte possible aux ressources géothermiques potentiellement fortes de ce site, et d'autre part le manque de crédibilité industriel de la transmutation des actinides mineurs par réacteurs ADSR.

En effet, le site de Bure (Lorraine) prévu pour le stockage géologique est constitué de couches d'argilite du Jurassique à 500 m de profondeur qui présentent un système de failles potentiellement évolutives et surtout favorables à la migration des lixiviats et émettrice de radon radioactif.

Il est surtout placé au-dessus des réservoirs géothermiques gréseux et poreux du Buntsandstein (Trias) de gradient thermique moyen à élevé, qui semble propice à une future exploitation importante de chauffage géothermique. Des porosités de 10 à 34 % relevées dans le grès du Buntsandstein à 1900-2000 m de profondeur par certains forages proches semblent confirmer ce potentiel, même pour un gradient moyen de 30°C/km [10].

Quelle gestion future des matières radioactives ?

Deux problématiques sont à considérer :

1. Quelle structure énergétique à long terme devons-nous choisir ?
2. Quelles solutions doit-on apporter à la gestion des déchets existants et à venir en cohérence avec la structure énergétique choisie ?

Pour répondre à la première, il faut savoir que *si l'on choisit de maintenir une production nucléaire à moyen (100 ans) ou long terme (5000 ans), c'est toute une industrie opaque, centralisée, militarisée, adémocratique -voire totalitaire- du plutonium qu'il faudra mettre en place, surveiller et gérer sur cette période.*

En effet, tout le cycle *uranium-plutonium* fonctionne sur l'introduction croissante de ^{239}Pu fissile pour compenser l'épuisement progressif des réserves de ^{235}U fissile, l'isotope fertile ^{238}U étant progressivement transformé en ^{239}Pu dans des réacteurs EPR puis dans de futurs RNR refroidis au sodium (ou à l'hélium mais les réserves de ce gaz sont faibles) qui pourraient en outre fissionner certains actinides mineurs comme le *neptunium*, l'*américium* et le *curium*, avec pour avenir radieux 5000 ans d'électricité au *plutonium*. C'est ce que le projet irrationnel ASTRID, réacteur RNR critique au *plutonium* refroidi au sodium, à coefficient de vide prétendument « à peine positif, voire négatif » [3] poussé par Jacques Chirac, EDF et le CEA, voudrait imposer en France, dans la pure logique de continuité de Superphénix.

La gestion des combustibles irradiés et des déchets nucléaires actuelle devra alors se poursuivre avec séparation de l'uranium et du plutonium du reste des actinides et des produits de fission de manière à les multirecycler.

N'oublions pas cependant qu'avec ses trois neutrons par fission, le *plutonium* ^{239}Pu pose des problèmes de dureté de spectre neutronique qui le rendent environ trois fois plus réactif que l'isotope ^{235}U , avec trois moins de neutrons retardés et une masse critique trois fois plus petite que pour l'*uranium* 235 [11]. Le risque de criticité dans les pastilles de MOX est tel que la concentration de *plutonium* ne doit pas dépasser 15% si l'on veut éviter des coefficients de vide positifs qui pourraient entraîner une divergence locale lors de la fabrication des poudres portant le MOX à plus de 10000°C en quelques millisecondes [12]. Il convient de se poser clairement la question de la dangerosité en cas d'accident des EPR prévus pour fonctionner entièrement avec des combustibles MOX à 11%.

Si l'on s'oriente également vers un cycle *thorium-uranium*, il faut savoir [9][13] que, même si les réserves prouvées de *thorium* sont 4 fois plus grandes que celles d'*uranium*, il s'agit essentiellement de l'isotope fertile ^{232}Th et non fissile, et qu'il faudrait par conséquent charger les réacteurs en ^{235}U fissile (*uranium* très enrichi) ou en ^{233}U fissile quasi inexistant à l'état naturel qu'il faudrait donc produire à partir de réacteurs classiques à *uranium-plutonium* pilotés pour générer l'isotope ^{233}U , ce qui conduit également une production de noyaux ^{232}U et ^{208}Tl très radioactifs et émetteurs de rayons gamma très énergétiques (d'où le caractère réputé peu proliférant du cycle au *thorium*, ce qui est un avantage... si l'on peut dire!). D'autre part, le fonctionnement de ces réacteurs est problématique car ils produisent beaucoup de poisons (éléments de capture neutronique) qu'il faut :

- soit éliminer en permanence (réacteurs à sels fondus avec soutirage, recyclage, filtrage permanent qui n'existent que sur le papier et ne verraient pas le jour avant 2070);
- soit éliminer de manière séquentielle, ce qui fait que certains pensent aux réacteurs à boulets solides enrobés.

Ce seraient donc encore des usines nucléaires (encore à construire et à payer!) pour continuer autrement le système nucléaire, avec toujours de nouveaux déchets (certes en moins grande quantité que le cycle direct U-Pu mais comme il s'appuie dessus...), de nouveaux surgénérateurs, du *plutonium* transporté et manipulé en quantités énormes, du MOX fabriqué en permanence, etc.

Si l'on choisit au contraire de sortir progressivement du nucléaire pour mettre en œuvre une économie de flux énergétique renouvelable, démocratique et contrôlable, sans circulation ni industrialisation de matières fissiles à moyen terme, il faut décider dès maintenant de ne plus retraiter les combustibles irradiés et se contenter de les stocker et refroidir pendant 30-40 ans (cas des UOX usés) et 60-80 ans (cas des MOX usés) dans des sites en surface contrôlés et clos. Ils seront conditionnés dans des fûts hermétiques ("canister" ou "cask") identiques à ceux que la Suède a mis au point pour ses propres barres de combustibles [2]. Ils deviendront des déchets ultimes si l'on ne trouve pas les moyens scientifiques de les transmuter facilement et sans risques.

Le projet de centre de stockage géologique de Bure devra être réorienté vers un projet d'étude et d'exploitation du gisement géothermique de la région.

Les déchets HA-VL déjà séparés et vitrifiés devront continuer d'être entreposés en surface ou subsurface pour garantir leur contrôle permanent. Le coût économique prévisionnel de l'enfouissement réversible, voire irréversible, en couches géologiques profondes (galeries à 600 m et davantage, dans l'argilite ou le granite) et les avantages hypothétiques qu'il apporterait à terme est prohibitif au regard des investissements urgents et nécessaires que notre pays doit réaliser sans tarder dans les systèmes de production, de stockage et de distribution énergétiques renouvelables. Le risque de condamnation à terme du potentiel géothermique de la région de Bure par le projet Cigéo serait à ajouter au passif de ce projet. Il serait à cet égard opportun que ce soient les organismes et laboratoires universitaires publics indépendants de recherche géologique comme le B.R.G.M. qui effectuent les forages de connaissance de la porosité des réservoirs géologiques et non l'ANDRA qui ne peut être à la fois juge et partie dans ce domaine [14].

De même, les recherches coûteuses dans ces systèmes d'enfouissement, dans les réacteurs RNR dits de 4ème génération, dans les réacteurs ADSR devront alors être réorientées le plus rapidement possible vers les recherches sur les matériaux et procédés solaires du futur, les bioréacteurs à microalgues, les systèmes de stockage électrique massif, les réseaux de distribution électriques intelligents délocalisés, l'efficacité énergétique, les éoliennes performantes marines (flottantes) et terrestres, les hydroliennes, la géothermie profonde, la cogénération, la décarbonation des énergies fossiles, l'économie de l'hydrogène, les pompes à chaleurs efficaces (magnéto-caloriques), les véhicules sobres, les transports en commun intelligents, l'urbanisme soutenable, etc.

Les recherches sur le conditionnement des déchets nucléaires en surface et subsurface doivent être poursuivies pour réduire leurs volumes, contrôler leur refroidissement, inerte au mieux leur contenu, limiter et bloquer les phénomènes de lixiviation par l'eau et de fragilisation radiologique des verres borosilicatés. Il faudra en particulier trouver une solution pérenne fiable pour le traitement des graphites irradiés et contaminés.

Les recherches fondamentales de physique nucléaire doivent pouvoir continuer pour faire progresser la connaissance théorique des interactions fondamentales liées à la géologie, la datation, la climatologie, l'astrophysique, la cosmologie, mais aussi ses applications en biologie, médecine, matériaux, radioprotection, etc. Les recherches nucléaires liées à la Défense Nationale doivent pouvoir être discutées démocratiquement, poursuivies ou réorientées dans le contexte géopolitique international instable et bouleversé de la période ouverte par la chute de l'empire soviétique, de l'écroulement des états du Proche et Moyen Orient, de la prolifération nucléaire (Iran, Pakistan, Israël, Inde, Corée du Nord), etc.

Le projet irréaliste ITER sur la fusion *deutérium-tritium* en revanche devra être arrêté car pour la plupart des physiciens il n'offre aucun intérêt sur le plan de la recherche ni sur le plan industriel: il ne fonctionnera probablement jamais du fait des difficultés d'obtention d'un plasma stable suffisamment chaud pour atteindre le critère de température (200 millions de degrés) et de densité de plasma nécessaire à la réaction de fusion stable; il consommera de très grandes quantités d'électricité (40 MWe) pour alimenter les bobines supraconductrices produisant les champs

magnétiques et pour chauffer le plasma; on ne sait pas quels matériaux fabriquer pour absorber les neutrons ultraénergétiques (14 MeV!) et produire in situ le *tritium* à partir du *lithium* sans être dégradés par microfissuration et fragilisés par les microbulles d'hélium qui se formeront dans la masse, au risque de détruire l'ultravide nécessaire au maintien en lévitation magnétique du plasma (d'où un risque non négligeable d'implosion d'ITER).

Les enjeux budgétaires de la Recherche sont essentiels pour préparer l'avenir et permettre à la France d'accroître son indépendance énergétique, politique, industrielle et stratégique, dans une Europe de coopération, de protection, de solidarité et non de concurrence sauvage : il ne peut plus être admis que 56% du budget public de recherche et développement sur l'énergie soient engloutis dans la fusion et la fission nucléaires ! C'est un renversement du paradigme qu'il faut opérer d'urgence.

Pr Thierry de LAROCHELAMBERT

Chaire Supérieure de Physique-Chimie, Docteur en Énergétique

Chercheur à l'Institut [FEMTO-ST](#)

Références

- [1] *La gestion des déchets nucléaires*, Olivier Méplan, *Images de la Physique CNRS* (2006) 9-17
- [2] *Réflexions sur l'avenir de l'énergie nucléaire, de la France d'aujourd'hui au monde de demain : II^e à IV^e générations*, R. Dautray, J. Friedel, Y. Brécher, *Comptes Rendus Physique* 13 (2012) 480-518
- [3] *Le cycle de vie du nucléaire*, B. Boulis, *Clefs CEA* 61 (2013) 18-22
- [4] <http://www.assemblee-nationale.fr/12/rap-off/i3793.asp>
- [5] <http://www.hctisn.fr/>
- [6] <http://www.andra.fr/index.html>
- [7] http://www.hctisn.fr/IMG/pdf/hctisn_rapport_cycle_cle31BE65.pdf
- [8] <http://www.andra.fr/download/site-principal/document/editions/467.pdf>
- [9] *Nucléaire: quels scénarios pour le futur*, M. Chatelier, P. Criqui, D. Heuer, S. Huet, Université Joseph Fourier, Ed. *La ville brûle* (2012)
- [10] *Argiles, traceurs de paléoconditions diagénétiques et hydrothermales. Recherche des évidences minéralogiques et géochimiques de l'hydrothermalisme dans les formations diagénétiques argileuses, gréseuses et carbonatées du Trias du Bassin parisien*, F. Ploquin, *Thèse de l'Université de Poitiers* (2011)
- [11] *Safety and neutronics : a comparison of MOX vs UO₂ fuel*, H.R. Trelue, *Progress in Nuclear Energy* 48 (2006) 135-145
- [12] *Coupled neutronics-fluids modelling of criticality within a MOW powder system*, J.L.M.A. Gomes, *Progress in Nuclear Energy* 53 (2011) 523-552
- [13] *La filière nucléaire thorium-uranium revisitée*, S. David, E. Huffer, H. Nifenecker, *Bulletin de la SFP* 152 (2006) 26-29
- [14] http://www.villesurterre.eu/index.php?option=com_content&task=view&id=387

(1) 1 Bq = 1 becquerel = 1 désintégration d'un noyau atomique avec émission de particule α , β , γ , p