

# Existe t-il de nouvelles options pour le nucléaire du futur ?

Jean-Paul SCHAPIRA

**A**u lendemain de la deuxième guerre mondiale, l'énergie nucléaire était considérée par ses partisans comme la solution d'avenir au problème de l'énergie. Elle allait, dès 1955, bénéficier d'un soutien massif de la plupart des Etats industriels et plus spécialement des puissances dites nucléaires, à l'exception de la Chine, c'est à dire les Etats-Unis, l'URSS, le Royaume-Uni et la France. C'est à cette époque, vers le milieu des années soixante, que s'impose dans la plupart des pays qui s'engagent dans la construction de centrales, et sous l'impulsion de l'industrie nucléaire américaine, la filière dite à uranium enrichi et à eau ordinaire (pressurisée REP ou bouillante REB). En France cette filière est adoptée tardivement en 1969, lorsque la filière nationale graphite-gaz utilisant de l'uranium naturel développée par le CEA est

abandonnée au profit des réacteurs à eau (REP) dont EDF va équiper l'ensemble du parc électronucléaire français. Le tableau 1 donne une image de la situation mondiale en 1998 du nucléaire civil que l'on a classé en trois grandes catégories. Ces données appellent les observations qui suivent.

Le nucléaire a démarré au cours des années 60 dans les pays développés (zone OCDE) et en URSS; ces pays industrialisés sont les initiateurs de la technologie nucléaire et disposent des ressources correspondantes. Bien qu'aujourd'hui la quasi totalité du nucléaire y soit concentrée, on constate pour les pays de l'OCDE des situations très contrastées quant à la part du nucléaire dans la production d'électricité. Ceci

résulte de différences d'une part entre les possibilités concurrentes d'approvisionnement énergétique et d'autre part entre les contextes sociopolitiques dans lesquels le nucléaire s'est implanté depuis le milieu des années 60 (proximité de l'Etat, puissance nucléaire militaire, système décisionnel, rôle du marché...). En revanche, et si l'on se réfère à la distribution des pays à l'époque de l'URSS, la situation apparaît plus homogène dans les pays de l'Est et de l'ex-URSS parce que le développement énergétique y découlait dans une large mesure d'une vision idéologique commune, imprégnée de scientisme, de ce que devait être le "développement des forces productives". On constate également que le nucléaire se

développe aujourd'hui dans les pays de l'Est et dans les pays en développement, et non dans les pays de la zone OCDE, si l'on met à part le Japon qui a des projets ambitieux de construction de réacteurs et d'installations industrielles du cycle qui ne sont pas aujourd'hui engagés (un seul réacteur en construction). Tous

ces développements sont fondés pour la quasi-totalité des cas sur les technologies actuelles (cycle uranium-plutonium, réacteurs à eau, retraitement, entreposage, stockage direct ou non). Il est à noter cependant que le devenir des combustibles irradiés sortant des centrales est encore bien moins défini pour les pays de

l'Est et en développement qu'il ne l'est pour les pays de la zone OCDE qui font l'objet principal de ce papier.

Le nucléaire est probablement appelé à décroître en importance dans les pays de la zone OCDE sous les effets conjugués de la libéralisation généralisée du marché de l'électri-

Tableau 1 : Situation de l'énergie nucléaire dans le monde en 1998 - (source : AIEA Bulletin, 40, 2, 1998)

PAYS (rangés par % nucléaire décroissant)	% nucléaire dans la production d'électricité (mars 1998)	En service		En construction	
		Nombre de tranches	Total MW	Nombre de tranches	Total MW
<b>Pays de l'OCDE</b>					
FRANCE	78,2	59	62853	1	1 450
BELGIQUE	60,1	7	5 712	-	-
SUEDE	46,2	12	10 040	-	-
SUISSE	40,6	5	3 079	-	-
JAPON	35,2	54	43850	1	796
ALLEMAGNE	31,8	20	22 282	-	-
FINLANDE	30,4	4	2 455	-	-
ESPAGNE	29,3	9	7 320	-	-
ROYAUME -UNI	27,5	35	12 928	-	-
ETATS-UNIS	20,1	107	99 188	-	-
CANADA	14,2	16	11 994	-	-
PAYS-BAS	2,8	1	449	-	-
<b>SOUS TOTAL</b>	-	<b>329</b>	<b>282 150</b>	<b>2</b>	<b>2246</b>
<b>Pays de l'Europe de l'Est et de l'ex-URSS</b>					
LITHUANIE	81,5	2	2 370	-	-
UKRAINE	46,8	16	13765	4	3 800
BULGARIE	45,4	6	3 538	-	-
SLOVAQUIE	44	4	1632	4	1 552
SLOVENIE	39,9	1	632	-	-
HONGRIE	39,9	4	1 729	-	-
ARMENIE	25,7	1	376	-	-
REP. TCHEQUE	19,3	4	1648	2	1 824
RUSSIE	13,6	29	19843	4	3 375
ROUMANIE	9,7	1	650	1	650
KAZAKHSTAN	0,6	1	70	-	-
<b>SOUS TOTAL</b>	-	<b>69</b>	<b>46253</b>	<b>15</b>	<b>11201</b>
<b>Pays en développement</b>					
COREE DU SUD	34,1	12	9770	6	5 120
ARGENTINE	11,4	2	935	1	692
AFRIQUE DU SUD	6,5	2	1 842	-	-
MEXIQUE	6,5	2	1 308	-	-
INDE	2,3	10	1695	4	808
BRESIL	1	1	626	1	1 245
CHINE	0,8	3	2167	4	3 090
CHINE (TAIWAN)	?	6	4 884	?	?
PAKISTAN	0,6	1	125	1	300
IRAN	0	-	-	2	2 111
<b>SOUS TOTAL</b>	-	<b>39</b>	<b>23352</b>	<b>19</b>	<b>13366</b>
<b>TOTAL MONDE</b>	<b>21</b>	<b>437</b>	<b>351 795</b>	<b>36</b>	<b>26 813</b>

cité, d'un développement modéré des besoins en électricité et surtout des difficultés socio-politiques que rencontre depuis des décennies la technologie nucléaire. La libéralisation du marché ouvre la niche nucléaire (c'est le cas fort de la France et de la Belgique) à la concurrence avec d'autres modes de production d'électricité qui privilégient du point de vue de l'électricien le court terme (essentiellement le gaz).

Il en résulte pour une entreprise comme EDF l'adoption d'une stratégie d'attente et de désengagement partiel vis à vis du nucléaire. Bien que l'annonce d'une commande de principe d'un réacteur EPR soit attendue prochainement, il n'en reste pas moins que EDF souhaite s'en tenir d'une façon durable (jusqu'en 2070!) au monorecyclage du plutonium dans les combustibles MOX (Mixed OXide, oxyde mixte uranium-plutonium) dans environ 20-22 réacteurs du palier 900 MW de manière à ne pas avoir à faire retraiter annuellement plus de 850 tonnes de combustibles usés (sur un total de 1 200 tonnes) à l'usine UP2-800 de la Hague, évitant ainsi de s'impliquer dans l'autre usine UP3 spécialisée jusqu'à présent dans le retraitement des combustibles usés des clients étrangers de COGEMA (essentiellement l'Allemagne et le Japon). La stratégie de EDF s'oppose sur ce point crucial à celle de la COGEMA, fortement défendue par les députés C. Bataille et R. Galley dans leur dernier rapport de

l'Office Parlementaire des Choix Scientifiques et Technologiques.

Du côté du cycle du combustible, la COGEMA rencontre probablement des difficultés à signer de nouveaux contrats de retraitement avec des clients étrangers et est présentement confrontée à un problème de rupture des contrats 1990 avec l'Allemagne. Elle semble bien tardivement s'orienter vers une diversification des services du combustible et le contentieux avec l'Allemagne pourrait paradoxalement y contribuer à travers le conditionnement des combustibles usés non retraités que COGEMA pourrait réaliser avant leur retour en Allemagne.

### **Le nucléaire actuel, fondé sur l'utilisation de l'uranium, pose un difficile problème de déchets à long terme**

A coté de ces difficultés, essentiellement liées à la libéralisation du marché de l'électricité et de la montée d'une prise de conscience des problèmes de l'environnement, la stratégie à plus long terme dans le domaine nucléaire doit pouvoir apporter une réponse satisfaisante à la question centrale des déchets nucléaires, si l'on souhaite maintenir le nucléaire comme une option pour le prochain siècle. L'impact des déchets nucléaires sur l'homme et sur l'environnement est dû aux risques radiologiques que présentent les corps radioactifs qu'ils contiennent et au

mode de gestion qui est adopté. Il faut prendre en compte à cet égard l'ensemble des opérations du cycle électronucléaire générateur de déchets, de l'extraction minière jusqu'au stockage définitif.

Quel que soit le cycle électronucléaire adopté, il y aura nécessairement et quoique l'on fasse des résidus de la fission nucléaire qui seront générés à raison d'environ 46 kg par milliard de kWh thermiques produit par le réacteur, et dont l'impact ne dure que pendant quelques siècles pour près de 94 % d'entre eux.

En revanche, on a des possibilités d'action sur les *paramètres d'un cycle donné* pour limiter la quantité de corps lourds, caractérisés par des vies longues et une radiotoxicité élevée, qui sont mobilisés ou créés à l'occasion de la production de l'électricité. Dans le cas actuel des cycles fondés sur l'uranium naturel, ces corps lourds sont (voir annexe) :

- a.** les descendants de l'uranium (Th-230, Ra-226, radon) séparés de l'uranium en amont du cycle, lors des opérations d'extraction minière et de purification;
- b.** l'uranium de rejet de l'usine d'enrichissement;
- c.** l'uranium irradié et l'ensemble des transuraniens (neptunium, plutonium, américium et curium) fabriqués lors de l'irradiation aux neutrons et que l'on trouve dans les combustibles usés déchargés des réacteurs.

On peut selon la teneur du minerai en uranium et le réglage de l'usine d'enrichissement obtenir des quantités très différentes de déchets des catégories a/ et b/. Il en est de même des déchets c/ dont les quantités dépendent de nombreux paramètres : composition du combustible (uranium enrichi, MOX par exemple), taux de combustion, spectre en énergie des neutrons (réacteurs à neutrons lents ou rapides, réacteur à modération accrue). Les risques réels associés dépendent de leur mode de gestion et de traitement : séparation chimique, recyclage, stockage et mode de conditionnement des colis de déchets...

### **La transmutation comme moyen de réduire les risques associés aux corps à vie longue**

On peut réduire en principe les risques à long terme associés aux corps à vie longue en recourant à leur transmutation en réacteur. Il s'agit d'une méthode qui vise à réduire l'impact à long terme des déchets (radiotoxicité, chaleur dégagée), en transformant des radionucléides à vie longue dans des noyaux atomiques stables, en transitant éventuellement par des corps à durées de vie nettement plus courtes et en tout cas compatibles avec une durée de surveillance institutionnelle crédible. La transmutation suppose une

séparation chimique préalable au cours de laquelle des déchets secondaires sont produits ; insuffisamment décontaminés en corps à vie longue, ces déchets devront être stockés en profondeur. Aussi la transmutation peut contribuer à simplifier le concept de stockage et à réduire les incertitudes sur les effets à long terme, mais ne peut se substituer à lui, du moins en l'état actuel des techniques.

La transmutation ne concerne que les corps à vie longue créés à l'intérieur des combustibles des réacteurs, à savoir :

- le plutonium qui représente la quasi totalité de la radiotoxicité pendant au moins 100 000 ans ;
- les actinides mineurs (Np, Am, Cm) qui contribuent majoritairement à la radiotoxicité dès lors que celle du plutonium a été neutralisée ou fortement réduite.
- les produits de fission à vie longue (iode-129, césium-135, technétium-99...) qui contribuent majoritairement au risque réel pour la plupart des scénarios accidentels dans les stockages profonds.

### **Le problème du plutonium**

Le monorecyclage du plutonium dans les réacteurs à eau, pratiqué aujourd'hui en l'absence de surgénérateur (voir annexe), a pour effet de brûler le 1/4 du plutonium recyclé, les 3/4 restant dans les assemblages MOX irradiés. En supposant un parc EDF produisant chaque année 400

TWh<sup>él</sup> à partir de réacteurs N4-UOX et REP-MOX dont les caractéristiques sont données au tableau 1 de l'annexe, il est facile de voir que le monorecyclage de la totalité du plutonium formé dans les réacteurs N4-UOX conduirait à une production annuelle de 7,5 tonnes de plutonium concentré dans les assemblages MOX au lieu de 11,8 tonnes qui serait produit en cycle ouvert dans les combustibles usés UOX. Cette réduction s'accompagne par contre d'une augmentation de la production des actinides mineurs qui passe de 1,4 tonnes à 2,1 tonnes. Le monorecyclage du plutonium est donc une opération qui réduit les quantités de plutonium et le concentre dans un nombre restreint d'assemblages avec production de déchets de retraitement (verres, déchets B). Les assemblages MOX usés que l'on ne traite pas dégagent près de 10 fois plus de chaleur que les assemblages usés standard UOX et posent des problèmes spécifiques de gestion en entreposage ou en stockage (emprise au sol, surveillance, corrosion accrue, dégagement de chaleur à long terme due aux actinides...). Le monorecyclage d'une partie du plutonium produit à l'intérieur des combustibles usés risque fort d'aboutir à une impasse. Comme pour des raisons économiques qui deviendront de plus en plus prédominantes, il n'y a guère d'incitation à aller au delà d'un seul recyclage en REP, la stra-

tégie aujourd'hui proposée conduira à terme au stockage direct des combustibles usés non retraités, ceux chargés avec de l'uranium enrichi et ceux chargés avec du combustible MOX. Or ces derniers présentent aussi bien en entreposage qu'en stockage des risques à long terme plus importants qu'avec les combustibles usés standard, liés à une augmentation de la radiotoxicité et du dégagement de chaleur provenant d'une production nettement accrue d'actinides mineurs (américium et curium) conséquence du recyclage du plutonium. Ce pronostic pourrait s'avérer inexact en partie si un programme de réacteurs à neutrons rapides, lié à un problème de ressource en uranium, apparaissait et utilisait le plutonium fortement dégradé contenu dans les combustibles MOX usés. Mais cela serait-il le cas, et l'on ne pense plus que cette éventualité se réalise avant 2050-2070, que l'on n'est nullement assuré qu'un tel programme puisse absorber de telles quantités de plutonium. Des solutions de multirecyclage qui boucleraient vraiment le cycle vis à vis du plutonium ne sont pas aujourd'hui retenues. Le multirecyclage du plutonium pourrait en effet se concevoir sous certaines conditions dans l'ensemble des REP ou sous forme d'assemblages sans uranium, ce qui permettrait de stabiliser l'inventaire de plutonium au bout de 40-50 ans à un niveau très inférieur aux stocks de plutonium des MOX usés provenant du monorecyclage actuel.

### **Le problème des actinides mineurs**

Il n'y a aucune pratique industrielle du recyclage ou de l'incinération des actinides mineurs. Différentes solutions sont à l'étude montrant que leur transmutation pose des problèmes notamment de radioprotection, de performances de séparation chimique difficile dans le cadre des techniques actuelles, de tenue des matériaux et de sûreté des réacteurs. Le problème du curium est en particulier complexe à traiter en transmutation.

### **Le problème des produits de fission à vie longue**

Là également se poseront des problèmes de séparation chimique, voire isotopique (cas du césium-135), de tenue des matériaux et de disponibilité de neutrons dans les réacteurs. A cet égard les systèmes sous-critiques assistés par accélérateur (comme celui proposé par C. Rubbia) pourraient simplifier la transmutation des actinides mineurs (la sous criticité offre des marges de sûreté plus importantes qu'avec les réacteurs critiques) et les produits de fission à vie longue (surplus de neutrons). Il s'agit d'opérations techniquement complexes dont les effets bénéfiques qui reposent pour l'essentiel sur une décontamination poussée des déchets produits lors du recyclage, ne se font sentir qu'après au moins 50 ans de fonctionnement du système nucléaire.

### **La loi déchets de décembre 1991**

Face à ces nouvelles techniques, le stockage profond constitue aux yeux des promoteurs du nucléaire la seule solution crédible qui permette d'isoler durablement, sur plusieurs centaines de siècles, les déchets à vie longue (verres et déchets de faible et moyenne activité de la catégorie B, combustibles usés non retraités). Et cette solution est partout étudiée mais rencontre d'énormes difficultés d'application. En France, les fortes oppositions qui se manifestèrent autour des quatre sites prospectés par l'ANDRA dans les années 80 pour l'implantation d'un laboratoire de qualification d'un stockage, amenèrent le Gouvernement Rocard à un moratoire et à faire adopter par le Parlement une loi déchets prévoyant d'une part une durée de 15 ans pour élargir l'éventail des solutions de gestion des déchets de haute activité et à vie longue et définissant d'autre part un processus d'évaluation des recherches à mener durant ces 15 années et dont les résultats devraient fonder une décision des Pouvoirs Publics en 2006. La loi déchets du 30 décembre 1991 transforme donc le problème des déchets en un enjeu de recherche pour les organismes de recherche (ANDRA et le CEA), autour de trois axes :

- la séparation des corps à vie longue contenus dans les combustibles usés (plutonium, actinides mineurs, certains produits de fission à vie longue) et leur transmu-

tation en corps stables, l'objectif étant donc de raccourcir dans le temps les durées de gestion 'active' des déchets (environ 100-300 ans) ;

- le stockage profond réversible ou non dont la réalisation doit être précédée d'études à mener en laboratoire souterrain en vue de qualifier au moins deux sites a priori favorables; c'est ainsi que le site de l'Est dans l'argile vient d'être retenu par le Gouvernement le 9 décembre dernier et que celui dans le granit de la Vienne a été rejeté suite aux recommandations de la Commission Nationale d'Evaluation, une commission d'experts instituée par la loi de 1991;

- le conditionnement et l'entreposage longue durée des déchets; ici une décision a été prise par le Gouvernement pour que soit étudié un entreposage en subsurface dans une formation granitique.

Il n'en reste pas moins que le recours actuel à l'uranium enrichi puis au monorecyclage du plutonium dans les REP complique largement la gestion à long terme des déchets et amène à envisager, au-delà de la solution du stockage, des solutions lourdes et pénalisantes au plan industriel telles que la séparation et la transmutation qui visent in fine à réduire la radiotoxicité à long terme des déchets en fissionnant le plus possible les actinides produits inéluctablement dans un tel cycle.

### **Le thorium est une alternative intéressante du point de vue des déchets**

L'utilisation du thorium à la place de l'uranium pourrait conduire plus simplement à des performances identiques à celles qui font appel aux techniques spécifiques de transmutation. De nombreuses études anciennes concernant un autre type de combustible fondé non pas sur le cycle uranium - plutonium, mais sur le cycle thorium - uranium, ont été réactualisées depuis la fin des années 80. Ce nouveau type de combustible peut apporter une réponse au problème des déchets à vie longue en évitant les nombreuses difficultés évoquées ci-dessus.

Le thorium est environ trois fois plus abondant dans la nature que l'uranium et se présente essentiellement sous la forme d'un seul isotope, le Th-232. Celui-ci n'est malheureusement pas fissile, mais peut sous irradiation aux neutrons se transformer en un isotope fissile artificiel de l'uranium, l'U-233. Aussi, contrairement au cas de l'uranium qui possède un isotope fissile naturel, l'U-235, le démarrage d'un réacteur chargé avec du thorium nécessite que l'on y ajoute des matières fissiles provenant du cycle uranium, soit de l'uranium enrichi en U-235 à 20 % voire très enrichi à plus de 90 %, soit du plutonium issu du retraitement des combustibles usés actuels ou du démantèlement des armes nucléaires.

L'absence d'isotope fissile naturel du thorium explique pourquoi le nucléaire s'est développé à partir de l'uranium seulement, le thorium apparaissant comme une extension des ressources existantes, au même titre que l'U-238, l'isotope fertile de l'uranium qui pourrait être consommé dans les réacteurs surgénérateurs, via le plutonium.

On peut aujourd'hui argumenter en faveur du thorium, non sous l'angle des ressources, mais sous l'angle déchets. En effet le cycle thorium utilise U-233 comme combustible de base, dès lors qu'il se substitue progressivement au plutonium que l'on fissionne dans le réacteur. Le passage à un véritable cycle thorium-uranium a donc comme premier avantage de détruire le plutonium séparé, civil ou militaire, au profit de U-233. Ceci peut s'envisager dans divers types de réacteurs existants, dont les REP, mais aussi dans des systèmes sous-critiques assistés par accélérateurs, analogues à celui proposé par C. Rubbia, qui présentent l'avantage de nécessiter moins de matières fissiles de départ.

Lorsque le cycle thorium-uranium est établi, le problème des déchets à vie longue est singulièrement réduit. Ce cycle impose que l'on retire les combustibles usés supposés solides afin de récupérer l'U-233 et de renvoyer aux déchets de haute activité l'ensemble des produits de fission, le protactinium (situé entre thorium

et uranium dans le tableau de Mendeleev) mais extrêmement peu de ces actinides situés au-delà de l'uranium (neptunium, plutonium, américium et curium) et qui sont copieusement produits dans les combustibles actuels à base d'uranium ou de plutonium. La raison physique de cette situation réside dans la difficulté de les synthétiser à partir de l'U-233 pour passer à la famille supérieure, celle du neptunium (Np-237); il faut en effet 4 captures successives pour atteindre U-237 le premier isotope de l'uranium qui soit instable par désintégration  $\beta$  vers Np-237. Et la synthèse des isotopes du plutonium à partir de ce dernier corps est encore plus difficile. En fait c'est la présence de l'U-238, comme c'est le cas dans les combustibles actuels, qui ouvre la voie aisée vers la fabrication des actinides supérieurs (plutonium, américium et curium). Il s'ensuit que la radiotoxicité des déchets est au moins dix à cent fois plus faible avec ce nouveau cycle qu'avec les cycles actuels recyclant le plutonium et ce pour une période de temps s'étendant jusqu'à environ 10 000 ans après le déchargement.

Outre la forte réduction de radiotoxicité des déchets de haute activité, le dégagement thermique hors produits de fission est également réduit. Ceci a pour conséquence de relâcher certaines des contraintes que l'on rencontre

avec la filière actuelle dans l'entreposage longue durée ou dans le stockage définitif de combustibles irradiés. Il serait également intéressant de comparer les relâchement d'iode dans les deux types de combustibles, compte tenu des différences de propriétés physico-chimiques des oxydes d'uranium et de thorium constituant le support de combustible de chacune des filières.

Enfin, il est établi que les impacts radiologiques à long terme et sur l'environnement de l'extraction minière du thorium sont très largement inférieurs à ceux résultant de celle de l'uranium. Les descendants du thorium décroissent en effet très rapidement (leur tête de série, Ra-228 n'a que 5,8 ans de période comparée celle du Ra-226 qui est de 1 600 ans); par ailleurs les émanations du gaz thoron (équivalent au radon descendant de l'uranium) sont très réduites car il décroît avant de s'échapper à l'air (période courte).

En revanche, il est connu que l'indispensable recyclage de l'U-233 est une opération pénalisante du point de vue de l'irradiation externe due à des rayonnements gamma de très haute énergie émis par les descendants de U-232, un isotope qui accompagne U-233. La fabrication de combustibles à base de U-233 ne peut donc s'envisager qu'en cellules blindées, contrairement à celui du MOX actuel qui se fait en boîte à gants, ce qui est techniquement possible mais entraîne un surcoût.

En conclusion, le passage progressif à des combustibles à base de thorium y compris dans des réacteurs à eau est envisageable. Différents schémas de réacteurs existent : réacteurs à haute température étudié par Framatome dans un autre contexte, incinérateur sous-critique tel que celui proposé par C. Rubbia dans le cadre du programme nucléaire espagnol. Mais, plus simplement, on pourrait concevoir le futur réacteur EPR afin qu'il puisse être chargé avec de tels combustibles pour équiper vers 2020-2030 la génération suivante de réacteurs.



## ANNEXE

### Quelques données de base sur le cycle du combustible, les déchets nucléaires et les options actuelles de gestion des combustibles irradiés déchargés des réacteurs

#### Le cycle du combustible

La production d'électricité d'origine nucléaire s'accompagne de déchets, c'est à dire de matières sans valeur économique et qui contiennent des corps radioactifs. Ces déchets

sont produits tout le long du cycle nucléaire qui va de l'extraction de l'uranium au stockage géologique profond.

Le cycle amont regroupe l'ensemble des opérations qui conduisent à la fabrication du combustible standard (oxyde d'uranium enrichi) des réacteurs à eau pressurisée (REP). Les étapes sont représentées à la figure 1 où les quantités sont normalisées à la production annuelle d'un réacteur de 900 MW qui aurait produit environ 5,5 milliard de kWh (5,5 TWh).

Les matières nucléaires sont :

- l'uranium naturel
- l'uranium enrichi
- l'uranium appauvri (statut mixte)
- le combustible frais chargé dans le réacteur.

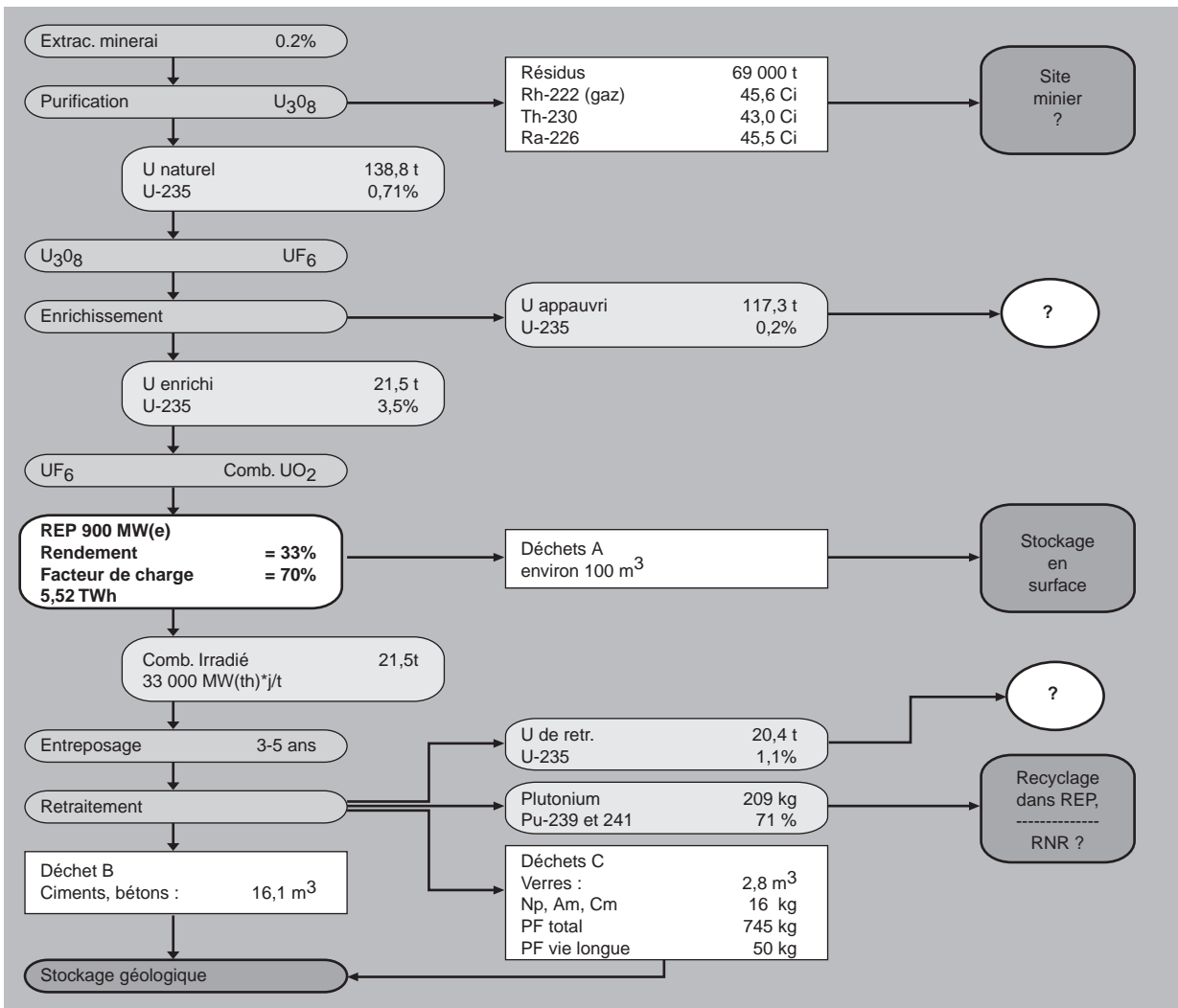
Les déchets sont :

- les descendants de l'uranium formant les résidus miniers
- l'uranium appauvri

Le cycle amont pose deux problèmes de déchets :

- les résidus miniers, classés à très faible activité mais à vie longue (la période du Ra-226 est de 1600 ans, émanation de

Figure 1 : Flux des matières nucléaires et des déchets dans le cycle du combustible avec retraitement (normalisé à un réacteur REP-900 MW)





radon), dont la gestion à long terme est difficile (grandes quantités). Les risques publics sont liées aux émanations de radon et au transport par eau et air de Ra-226.

- l'uranium appauvri, dont seule une faible quantité est utilisée pour la fabrication du MOX (voir plus loin). En l'absence d'usage, cet uranium, dépourvu de ses descendants, représente surtout un risque de toxicité chimique.

### Inventaire des combustibles usés

La quasi totalité des corps radioactifs produits dans le cycle du combustible nucléaire, sont contenus dans les combustibles usés déchargés des réacteurs. On les classe en deux grandes catégories :

- les corps plus lourds que l'uranium appelés transuraniens et appartenant à la famille des actinides. Il s'agit d'abord du plus abondant, le plutonium formé au cours du bombardement de l'uranium-238 par les neutrons : il peut être réutilisé dans les réacteurs. A l'inverse, les autres actinides, dits mineurs, sont le neptunium, les isotopes de l'américium et du curium, formés par décroissance radioactive et capture successive de neutrons à partir du plutonium. Le cas du neptunium-237 est à part : il est formé à partir de l'uranium-235 par double capture et décroissance bêta. La plupart des actinides sont caractérisés par une durée de vie longue et une importante radiotoxicité;

ils sont considérés en tout état de cause comme des déchets ultimes.

- les résidus provenant de la fission de l'uranium-235, l'isotope fissile de l'uranium naturel, et des plutonium-239 et 241. Ces résidus constituent les produits de fission, dont la grande majorité sont caractérisés par une période courte, 6 % en poids étant des produits de fission à vie longue (comme technétium-99, césium-135, iode-129). Ils présentent une radiotoxicité faible mais une assez grande mobilité dans l'environnement et sont également considérés comme des déchets ultimes.

Le tableau 1 (page suivante) rassemble les données de production plus précises pour les modèles les plus récents de réacteur à eau fonctionnant en France, utilisant soit de l'uranium enrichi à 4 % (UOX-N4), soit un combustible mixte U-Pu à 8,2 % en Pu (MOX-REP dans un REP de 900 MW (en projet). Ce dernier cas correspond au monorecyclage du plutonium dans les REP 900 MW, pour lequel on constate :

a/ une consommation importante de plutonium (essentiellement sous forme de Pu-239);  
b/ une production accrue d'actinides mineurs  
c/ un plutonium dont la composition isotopique est fortement dégradée.

### Les stratégies de l'aval du cycle

Il existe aujourd'hui au niveau mondial deux modes de

gestion pour les combustibles irradiés : le retraitement et le stockage direct.

Le retraitement, pratiqué en France, Grande-Bretagne, Japon et Russie, qui consiste à extraire de ces combustibles l'uranium (96 %) et le plutonium (1 %), les 3 % restant, produits de fission et actinides mineurs, constituant les déchets dits de haute activité et à vie longue destinés à la vitrification puis au stockage en couches géologiques profonds, après une période d'une cinquantaine d'année d'entreposage de refroidissement.

Les matières récupérées, uranium et surtout plutonium, peuvent être recyclés dans les réacteurs REP (sous la forme de combustibles MOX, uranium/plutonium) ou servir de base, en ce qui concerne le plutonium, à la filière des sur-générateurs (non développée à ce jour). Les installations industrielles correspondantes sont en Europe :

- les usines de retraitement de la Hague (UP2 800 t/an (EDF) + UP3 800 t/an (clients étrangers)), Sellafields - Royaume Uni (THORP, 1 200 t/an);
- les usines de fabrication de combustibles MOX de Dessels - Belgique (35 t/an), de Cadarache (CFCa de 30 t/an), de Marcoule (Melox, 100 t/an extensible à 160 t/an).

Le recyclage du plutonium dans les MOX est fait dans des réacteurs dont 1/3 du cœur est chargé avec ces combustibles. Aujourd'hui 30 réacteurs recyclent le plutonium dans ces

conditions : 2 en Belgique, 16 en France (palier 900 MW), 9 en Allemagne et 3 en Suisse. Par ailleurs 9 autres réacteurs ont obtenus récemment l'autorisation d'être chargés en MOX : 4 en France et 3 en Suisse, tandis qu'il y a 8 réacteurs en demande d'autorisation. Le recyclage n'étant pas poursuivi au delà d'un premier passage, les combustibles MOX

usés sont destinés à un entreposage de longue durée en attente de décision : enfouissement, retraitement.

Le stockage direct des combustibles irradiés après une période également d'entreposage de refroidissement de 50-100 ans. Dans ce cas, le plutonium n'est pas récupéré et est considéré comme un déchet destiné à aller au stockage pro-

fond. Cette solution est retenue aujourd'hui au Canada (la filière eau lourde brûle bien le plutonium in situ), en Suède (sortie du nucléaire en 2010) et aux Etats-Unis (politique de non prolifération). La plupart des autres pays ont des politiques mixtes (ce pourrait devenir le cas en France même) ou des politiques d'attente (voir tableau 2 pour les principaux

Tableau 1 : Bilan des masses d'actinides et des principaux produits de fission à vie longue, présents au déchargement (en kg/TWh) (référence : thèse de S. Sala, Université de Provence, 26 juin 1995)

Isotopes	Période (an)	UOX N4 TCT = 47 500 MWj/t U-235 = 4 % refroidissement = 5 ans			MOX REP TCT = 43 500 MWj/t Pu = 8,2 % refroidissement = 4 ans		
		Masse initiale	Masse finale	Bilan	Masse initiale	Masse finale	Bilan
<b>ACTINIDES MAJEURS (ressources énergétiques, risque potentiel à long-terme) :</b>							
U-234			0,6	+0,6		0,5	+0,5
U-235	7,08 10 <sup>8</sup>	103	19	-84	6,7	3,5	-3,2
U-236	2,34 10 <sup>7</sup>		13,6	+13,6		0,7	+0,7
U-238	4,47 10 <sup>9</sup>	2468	2347	-121	2704	2573	-131
U		2571	2380,2	-190,8	2710,4	2577,7	-133
Pu-238	87,7		0,9	+0,9	6,8	7,5	+0,7
Pu-239	24119		15,4	+15,4	126	63,5	-62,5
Pu-240	6569		7,2	+7,2	59,5	52,8	-6,7
Pu-241	14,4		3,6	+3,6	26,9	24,6	-2,3
Pu-242	3,7 10 <sup>5</sup>		2,3	+2,3	18,7	21,5	+2,8
Pu			29,4	+29,4	237,9	169,9	-68
<b>ACTINIDES MINEURS (déchets, risque potentiel à long-terme)</b>							
Np-237	2,14 10 <sup>6</sup>		1,7	+1,7		0,5	+0,5
Am-241	432,2		1,1	+1,1		8,7	+8,7 (8,5)*
Am-242m	152		0	0		0,1	+0,1
Am-243	7380		0,6	0,6		5,4	+5,4
Am			1,7	+1,7		14,2	+14,2
Cm-243	28,5		0	0		0,04	+0,04
Cm-244	18,1		0,2	0,2		2,4	+2,4
Cm-245	8500		0,01	0,01		0,3	+0,3
Cm			0,21	+0,21		2,74	+2,74
<b>PRINCIPAUX PRODUITS DE FISSION A VIE LONGUE (déchets, risque résiduel à long-terme)</b>							
Se-79	70 000		0,02	+0,02		0,01	+0,01
Zr-93	1,5 10 <sup>6</sup>		2,5	+2,5		1,8	+1,8
Tc-99	2,1 10 <sup>5</sup>		2,7	+2,7		2,9	+2,9
Pd-107	6,5 10 <sup>6</sup>		0,8	+0,8		1,9	+1,9
Sn-126	10 <sup>5</sup>		0,08	+0,08		0,1	+0,1
I-129	1,57 10 <sup>7</sup>		0,6	+0,6		0,8	+0,8
Cs-135	2 10 <sup>6</sup>		1,4	+1,4		2,9	+2,9
Sm-151	93		0,04	+0,04		0,01	+0,01
<b>PRINCIPAUX PRODUITS DE FISSION A VIE MOYENNE (contrainte thermique à court terme)</b>							
Sr-90	28		1,6	+1,6		0,9	+0,9
Cs-137	30		3,9	+3,9		4,3	+4,3

(\*) production de Am-241 par décroissance naturelle du Pu-241 du combustible neuf

pays de la zone OCDE).

Aujourd'hui, environ 8 000 tonnes de combustibles irradiés sont déchargées par an au plan mondial, avec une production cumulée d'environ 90 000 tonnes non retraitées et entreposées pour l'essentiel en piscine (source AEN de l'OCDE). Si l'on met à part le cas particulier des combustibles métal (cas du Royaume-Uni) dont l'essentiel a été retraité, guère plus de 10 000 tonnes ont été retraités à ce jour, essentiellement dans les usines de la Hague, qui représentent près de 80 % du marché mondial du retraitement. Ces données montrent la situation dominante de la COGEMA sur le marché du retraitement. Les autres pays, qui n'ont jamais fait retraiter leurs combustibles, se limitent quant à eux à entreposer leurs combustibles usés dans les piscines près de réacteurs.

Le stockage géologique profond représente partout la solu-

tion de référence que ce soit pour des combustibles irradiés ou des déchets issus du retraitement (verres, déchets B). Il n'existe au plan mondial à ce jour que des laboratoires méthodologiques ou de qualification au stade pilote. Citons parmi les pays les plus actifs dans ce domaine la Suède (laboratoire de Stripa dans le granit), la Belgique (laboratoire de Mol dans l'argile), la Suisse (laboratoire de Grimsel dans le granit) ou le Canada (laboratoire URL dans le granit). En France, le processus initié par la loi de 1991 a abouti aujourd'hui à la sélection par l'ANDRA de trois sites (le granit dans la Vienne, l'argile dans l'Est et le Gard) pour la construction de laboratoires souterrains; le gouvernement n'a donné son feu vert que pour le site de l'Est (décembre 1998). Enfin, aux Etats-Unis, le DOE (Department of Energy) a choisi un site de stockage dans le Nevada à

Yucca-Mountain (tuff) qui n'a pas à ce jour reçu d'autorisation de construction. D'une manière générale, il ne semble pas possible de démarrer effectivement le stockage géologique profond de déchets avant au moins 2020, dans quelque pays que ce soit. Cette situation traduit bien les difficultés, à la fois technique, scientifique et politique, que l'on rencontre partout pour procéder au stockage définitif de déchets nucléaires. Il faut cependant noter que l'entreposage d'attente de déchets de haute activité est en tout état de cause nécessaire pour des raisons techniques (refroidissement) et ne pose a priori pas de problèmes insolubles d'emprise au sol. ■

Tableau 2 : Données concernant les politiques de gestion des combustibles irradiés (CI) dans des pays de l'OCDE

PAYS	Part de nucléaire [%] (a)	Puissance installée [GW] (a)	Politique de gestion des CI	CI déchargés [tonnes] (b)	CI déchargés [tonnes] (c)	CI retraités [tonnes] (d)
France	76,4	58,5	R-D, (E)	1 150	1 1770	2518
Belgique	55,8	5,5	R, E	120	1 400	403
Suède	51,1	10,0	ST-DIR	250	≈ 3240	
Suisse	36,8	3,0	R, E	85	≈ 1300	285
Espagne	35,0	7,1	E	168	1775	
Finlande	29,5	2,3	E	70	≈ 975	
Allemagne	29,3	22,7	R, E	470	6315	2706
Japon	27,2	38,9	R, R-D	981	≈ 8600	1082
Royaume-Uni	25,8	11,7	R-D, E?	826		
Etats-Unis	22,0	98,8	ST-DIR	2200	≈ 28600	
Canada	19,1	15,8	ST-DIR	1479		
Pays-Bas	4,9	0,5	R, E	15	150	162

a) situation au 1er janvier 1995 (source AIEA)

b) en 1992, source : Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE

c) CI oxydes, cumulés jusqu'en 1995 (source CE); les données en "italique" ont été estimées à partir de la production cumulée d'électricité d'origine nucléaire (source CEA, 1992) et en prenant une moyenne de 4,2 tonnes de CI par TWhé (cas de l'Allemagne).

d) à la Hague, CI oxydes cumulés jusqu'au 1er mars 1995 (source COGEMA)

R-D : retraitement dans le pays même; R : retraitement effectué à l'étranger;  
E : entreposage d'attente de décision; ST-DIR : stockage direct de combustibles usés