

QUEL AVENIR POUR LA FIN DU CYCLE DU COMBUSTIBLE ?

WHICH FUTURE FOR BACK-END OF FUEL CYCLE ?

Seines Journées Saturne. Saclay, 5-6 mai 1994.



Le cycle du combustible nucléaire

Le cycle du combustible comprend des activités de natures très différentes :

- = extinction de l'uranium naturel :
- = conversion des concentrés et enrichissement de l'uranium :
- = ... fabrication d'éléments combustibles :
- = retraitement des combustibles irradiés :
- = gestion des déchets.

Il est usuel de désigner par "amont du cycle" l'ensemble des opérations intervenant avant le passage du combustible en réacteur, tandis que l'aval du cycle désigne le retraitement et la gestion des déchets. L'appellation "fin du cycle" est utilisée pour désigner la gestion des colis de déchets.

Le coût du cycle du combustible est d'environ 6 centimes par kilowattheure. Il se décompose en plusieurs postes, dont le premier est la fourniture de matière première issue des mines (uranium naturel ou "U nat"). Les opérations d'enrichissement et de conversion sont également coûteuses, tandis que la fabrication du combustible proprement dite n'intervient que de façon très minoritaire.

| OPERATION | COÛT (cF / kWh) |
|-----------------------------------|-----------------|
| Production U nat | 2.3 |
| Conversion, enrichissement | 1.8 |
| Fabrication du combustible | 0.7 |
| Retraitement, gestion des déchets | 1.2 |
| Total | 6 |

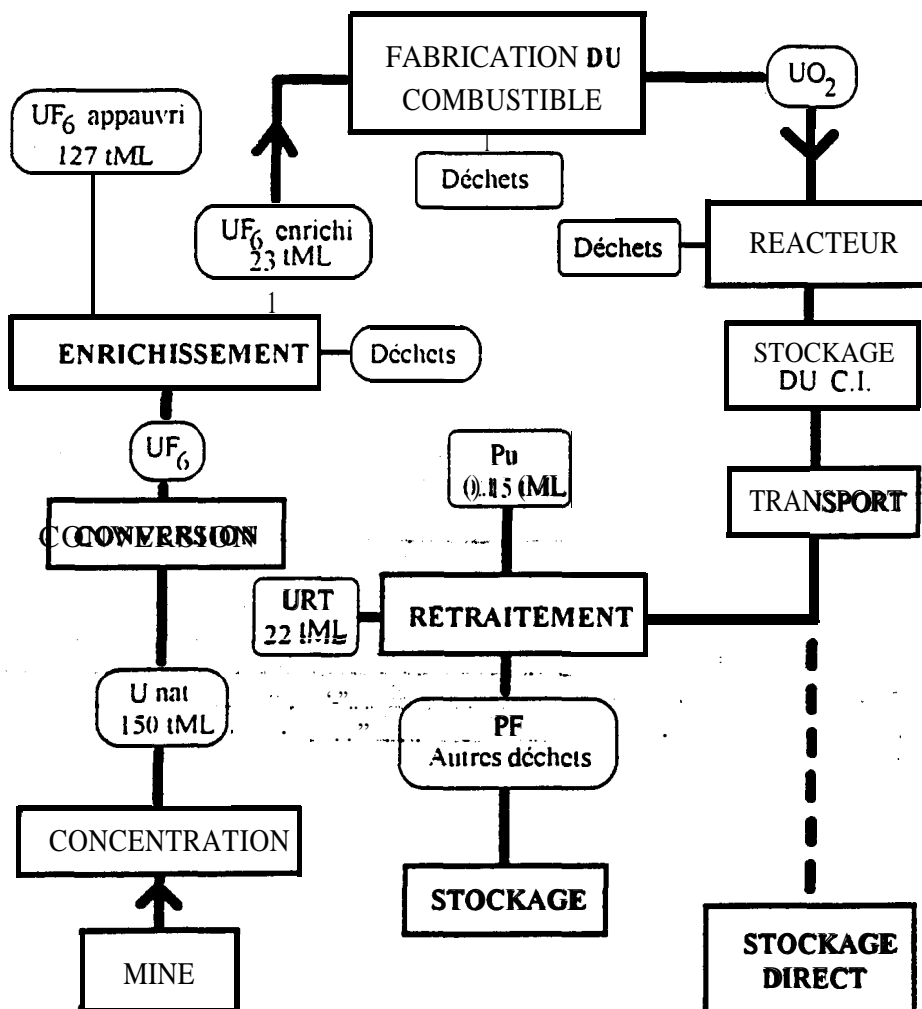
On note surtout la part modeste de l'aval du cycle. Quant à la gestion des déchets, elle n'induit actuellement pas de surcoût notable du prix du kilowattheure. Même si l'on dégagait un budget annuel supplémentaire de 1 milliard de francs pour améliorer le traitement des déchets (c'est déjà la somme consacrée à l'aval du cycle par le CEA par exemple), le prix de l'électricité n'augmenterait que d'environ 0.32 c/kWh (sur la base de 410 TWh produits en 1990 en France, dont 315 de nucléaire). Plus généralement, l'avantage économique du nucléaire vis-à-vis des autres sources d'énergie est net (nucléaire : 21 cF/kWh ; charbon : 27 cF/kWh), mais l'écart est actuellement modeste. Il est donc nécessaire à cette industrie d'être aujourd'hui très performante pour conserver sa part de marché dans un contexte de prix des énergies fossiles très bas. A long terme en revanche, lorsque les énergies fossiles

deviendront plus chères, la compétitivité du nucléaire est assurée : un surcoût d'un ou de quelques centimes dû à la résolution du problème de la fin du cycle et à l'amélioration de la gestion des déchets est économiquement acceptable à long terme.

Le cycle des réacteurs REP

L'uranium naturel contient 0.72 % d'isotope 235, le reste étant formé d'isotope 238. Avec ce matériau naturel, la criticité est difficile à obtenir : c'est cependant possible (réacteurs Graphite-Gaz UNGG, réacteurs canadiens CAN DU). Les réacteurs REP, plus performants sur le plan économique, fonctionnent avec un combustible renfermant 3 à 4.5% d'isotope 235 : l'enrichissement est donc une étape indispensable dans ce cycle.

Le cycle REP est fondé sur l'isotope 235 fissile : l'isotope 238 y est un produit sans intérêt et le plutonium auquel il donne naissance lors du passage en réacteur est un avatar plutôt gênant, si aucune utilisation n'en est prévue (option stockage direct). Ce plutonium, récupéré (option retraitement), peut être utilisé soit sous forme de combustible MOX dans les REP, soit dans les RNR.



Le cycle du combustible des réacteurs REP.

Ce cycle, correspondant au fonctionnement d'un REP pendant un an, est l'expression de l'appareil industriel français actuel. Les quantités s'entendent en tonnes de métaux lourds (t M L).

Certains pays étrangers (États-Unis, Suède, ...) ont une industrie nucléaire fondée sur le même cycle, à cette différence près qu'ils ne pratiquent pas le retraitement, et que les combustibles irradiés sont destinés à être stockés directement en l'état (branche en pointillé de la figure).

Le retraitement ou le stockage direct constituent les deux stratégies possibles de gestion des combustibles irradiés.

Le cycle des réacteurs RNR

Il correspond à une stratégie fondée sur l'utilisation du plutonium, issu d'une matière première quasiment inépuisable : l'uranium 238. Il suppose donc qu'une première génération de réacteurs REP ait permis la constitution d'un stock initial de plutonium, élément n'existant pas ou presque dans la nature.

Le cycle de la filière à neutrons rapides diffère peu de celui de la filière à eau légère, si ce n'est que l'étape d'enrichissement est court-circuitée, puisque la matière fissile incorporée à l'uranium naturel dans le combustible est le plutonium. Un tel cycle, une fois démarré, peut a priori fonctionner indéfiniment de façon fermée, car il produit plus de ^{239}Pu (par capture neutronique de ^{238}U présent dans l'uranium appauvri) qu'il ne s'en consomme par fission. Ce point de vue est cependant théorique, car il suppose un recyclage infini du combustible : or le plutonium, au cours de ces passages en réacteur, s'enrichit en isotopes mineurs gênants.

Le cycle du combustible MOX

Pour diminuer les stocks de plutonium que les RNR ne consommeront pas (puisque ces derniers ne fonctionneront pas à échelle industrielle dans les années à venir), il est prévu d'utiliser dans les REP un combustible mixte UO_2 - PuO_2 (Mixed Oxides). Outre des modifications du fonctionnement des réacteurs, la conséquence principale sur le cycle est d'imposer la récupération du plutonium et de conserver le retraitement comme étape indispensable.

En France, 16 centrales (sur une cinquantaine) sont à court terme destinées à fonctionner avec du MOX, le chargement de ce combustible ayant déjà commencé pour plusieurs d'entre elles.

2. LES DÉCHETS

Les déchets apparaissent à toutes les étapes du cycle du combustible, mais particulièrement dans l'aval, où l'on manipule les combustibles irradiés contenant des produits de fission. On les classe en France en trois catégories :

Déchets de faible activité (catégorie A)

Ces déchets ne contiennent que des isotopes à vie courte (c 30 ans) et en quantités faibles, et au plus des traces d'éléments à vie longue. Ainsi, à l'issue d'un stockage en surface de 300 ans, la banalisation du site est possible. Cette catégorie constitue l'essentiel des déchets produits par l'industrie nucléaire en termes de volume (30000 m^3 par an, soit 90% du volume total des déchets), et ne représentent que 1% de la radioactivité totale. Ce sont en général des gants, chiffons, cotons, emballages ... Le conditionnement le plus fréquent est la cimentation.

Déchets de moyenne activité (catégorie B) :

Leur activité est plus faible que celle des déchets C. mais ils contiennent trop d'éléments à vie longue pour être passibles du stockage de surface. La production annuelle est d'environ 4000 m³. On retrouve dans cette catégorie les gaines des combustibles, les effluents des opérations de retraitement, etc . . . Ils sont conditionnés dans le béton ou le bitume.

Déchets de haute activité (catégorie C)

Il s'agit pour l'essentiel des produits de fission séparés au retraitement puis vitrifiés. Ils contiennent la plupart des éléments à vie longue. La production annuelle est de l'ordre de 200 m³ par an.

Composition du combustible REP

Le combustible irradié pris comme référence est un oxyde d'uranium enrichi à 3.5% en U 235, irradié à 33 GWj/t dans un REP et refroidi 3 ans. La composition de ce combustible est donnée ci-dessous en pourcentage massique par rapport à l'uranium métal avant irradiation.

Sont dits isotopes à vie courte ceux qui auront quasiment totalement disparus à l'issue du stockage de surface, soit 300 ans : en assimilant cette durée à dix périodes, on obtient une limite sur la période des éléments : 30 ans.

| Corps | O/O massique / uranium initial | REP 1300 MWe masse/an |
|---------------------------------------|--------------------------------|-----------------------|
| Uranium | 95.5 | 34.5 t |
| Plutonium | 1 | 340 kg |
| Actinides reïncurs | 0.1 | 27 kg |
| <i>Neptunium</i> | 54 | |
| <i>Américium</i> | 42 | |
| <i>Curium</i> | 4 | |
| Produits de fission | 3.4 | 1.2(|
| <i>Gaz rares (Kr, Xe)</i> | 14 | |
| <i>Alcalins (Cs, Rb)</i> | 12 | |
| <i>Alcalino-terreux (Sr, Ba)</i> | 7 | |
| <i>Yttrium et lanthanides</i> | 30 | |
| <i>Zirconium</i> | 11 | |
| <i>Chalcogènes (Se, Te)</i> | 1 | |
| <i>Molybdène</i> | 10 | |
| <i>Halogènes (I, Br)</i> | 1 | |
| <i>Technécium</i> | 2 | |
| <i>Ru, Rh, Pd</i> | 11 | |
| <i>Divers (Ag, Cd, Sn, Sb, . . .)</i> | 1 | |

Radioisotopes à vie longue

Les masses d'isotopes produites s'entendent par tonne de métal lourd avant irradiation pour un combustible REP irradié à 33 GWj/t avec un temps de refroidissement de 3 ans. . . .

La teneur isotopique est celle de l'isotope cité dans les tableaux, par rapport à la quantité totale de ce corps contenue dans le combustible irradié, tous isotopes confondus.

Les estimations de flux annuel sont faites en supposant qu'environ 1200 tonnes de combustible sont annuellement déchargées, ce qui correspond approximativement au cas du parc français en 1994.

| Element | Isotope | Période (ans) | Activité spécifique (Bq/g) | Dégagement thermique (W/g) | Fact. dose ingestion (Sv/Bq) | Masse isotope (g/tML) | Masse totale element (g/tML) | Masse isotope annuelle (kg/an) |
|---------|---------|---------------|----------------------------|----------------------------|------------------------------|-----------------------|------------------------------|--------------------------------|
| c | 14 | 5700 | 1.65E+11 | 2.60E-03 | 5.70E-10 | 0.13 | | 0,156 |
| Se | 79 | 65000 | 2.58E+09 | 4.10E-05 | 2.30E-09 | 4.7 | 54.6 | 5,64 |
| Zr | 93 | 1.50E+06 | 9.30E+07 | 6.00E-07 | 4.20E-10 | 741 | 3617 | 889.2 |
| Tc | 99 | 210000 | 6.30E+08 | 1.80E-05 | 3.40E-10 | 814 | 814 | 976.8 |
| Pd | 107 | 6.50E+06 | 1.90E+07 | 6.20E-08 | 3.70E-11 | 200 | 1240 | 240 |
| Sn | 126 | 100000 | 1.00E+09 | 2.80E-05 | 5.10E-09 | 20.3 | 51 | 24.36 |
| I | 129 | 1.60E+07 | 6.50E+06 | 8.00E-08 | 7.0E-08 | 169 | 208 | 202.8 |
| Cs | 135 | 2.30E+06 | 4.20E+07 | 8.50E-07 | 1.90E-09 | 1312 | 3521 | 1574.4 |

Produits de fission à vie longue.

| Element | Isotope | Période (ans) | Activité spécifique (Bq/g) | Dégagement thermique (W/g) | Fact. dose ingestion (Sv/Bq) | Masse isotope (g/tML) | Masse totale element (g/tML) | Masse isotope annuelle (kg/an) |
|---------|---------|---------------|----------------------------|----------------------------|------------------------------|-----------------------|------------------------------|--------------------------------|
| Np | 237 | 2.10E+06 | 2.60E+07 | 2.10E-05 | 1.00E-06 | 434 | 434 | 520.8 |
| Am | 241 | 430 | 1.30E+11 | 1.15E-01 | 1.20E-06 | 217 | 325 | 260.4 |
| Am | 243 | 7400 | 7.40E+09 | 6.60E-03 | 1.20E-06 | 102 | 325 | 122.4 |
| Cm | 244 | 18 | 3.00E+12 | 2.8 | 6.00E-07 | 24 | 25.5 | 28.8 |
| Cm | 245 | 8500 | 6.30E+09 | 5.70E-03 | 1.20E-06 | 1.2 | 25.5 | 1.44 |

Transuraniens à vie longue

L'isotope 244 du curium est mentionné dans ce tableau, bien qu'étant à vie courte, car il constitue l'essentiel du curium produit.

| Element | Isotope | Période (ans) | Activité spécifique (Bq/g) | Dégagement thermique (W/g) | Fact. dose ingestion (Sv/Bq) | Masse isotope (g/tML) | Masse totale element (g/tML) | Masse isotope annuelle (kg./an) |
|---------|---------|---------------|----------------------------|----------------------------|------------------------------|-----------------------|------------------------------|---------------------------------|
| Ni | 59 | 75000 | 3.00E+09 | 3.20E-06 | 5.40E-11 | 36.1 | | 43.32 |
| Ni | 63 | ~100 | 2.10E+12 | 1.30E-02 | 1.50E-10 | 6.6 | | 7.92 |
| Nb | 94 | 20000 | 6.90E+09 | 1.90E-03 | 1.40E-09 | 4 | | 4.8 |

Produits d'activation à vie longue.

Aux produits d'activation à vie longue, il faut ajouter ceux qui sont très clairs dans les matériaux de structure en réacteur, comme le zirconium 93 des gaines de combustibles.

3. QUELLES STRATEGIES POUR DEMAIN ?

La France s'est dotée d'une loi relative à la gestion des déchets radioactifs (30 décembre 1991) qui oriente les recherches selon trois axes :

- = la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets :
- = l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains ;
- = l'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface de ces déchets.

Les **déchets** de **catégorie A** ne posent pas de problème particulier, et sont **stockés** en surface sur deux sites en France: **Centre de Stockage de la Manche** et **Centre de Stockage de l'Aube**.

Le programme SPIN

Pour les autres catégories de déchets (B et C), le CEA a élaboré un programme de R&D sur le court, le moyen et le long terme : SPIN (Separation - Incinération).

Il s'agit, dans un premier temps, d'améliorer fortement les performances de l'outil industriel existant en termes de gestion des déchets (forte diminution des volumes, suppression de la catégorie B).

Ensuite, l'objectif est de séparer les éléments à vie longue, afin de les transmuter en corps de plus courte période. Cela suppose d'abord que l'on mette au point de nouvelles méthodes de séparation chimique dans le retraitement (séparation de certains corps parmi les produits de fission), les séparations industrielles actuelles ne concernant que l'isolement de l'uranium et du plutonium. Ensuite, il faut être capable de transmuter ces éléments dans de bonnes conditions techniques et économiques. Plusieurs problèmes peuvent se poser suivant les corps considérés, parmi lesquels :

- = la quasi-impossibilité scientifique (sections efficaces très défavorables, corps formés de durée trop longue) ;
- = l'éventuelle nécessité d'effectuer des séparations isotopiques entre isotopes d'un même corps ;
- = la nécessité d'effectuer de nombreux recyclages des cibles ;
- = le bilan énergétique du cycle global : la transmutation doit consommer beaucoup moins d'énergie que le combustible initial n'en a fourni.

Ces difficultés seront plus ou moins aisément surmontées suivant les corps considérés : ainsi, la transmutation n'apparaît pas comme une alternative au stockage profond, mais comme un moyen de diminuer fortement la toxicité potentielle de ce stockage en supprimant certains corps.

D'autres pays ont choisi la même voie (cf. programme OMEGA au Japon).

Alternatives

Il convient de souligner que le retraitement est un maillon essentiel des programmes SPIN ou OMEGA.

Le stockage direct des combustibles irradiés constitue, quant à lui, une démarche minimaliste (pas besoin d'un outil industriel dans l'aval du cycle: on "prend" puis on "jette") et passive (les combustibles irradiés et autres déchets sont pris tels qu'ils sont, la radiotoxicité potentielle du stockage étant alors imposée), tandis que les programmes SPIN ou OMEGA tendent à une plus grande maîtrise humaine sur l'ensemble du cycle électronucléaire.