

## URANIUM 1996

**MATIÈRES PREMIÈRES** : teneur de l'écorce terrestre : 3 à 4 ppm.

Eau de mer : 3 µg d'U/L soit au total 4,5 milliards de t d'uranium. Par exemple, le Rhône charrie près de 100 t/an d'uranium naturel qui provient, en partie, du ruissellement des pluies sur les massifs cristallins.

L'exploitation des gisements est économiquement rentable lorsque les teneurs en uranium dépassent 0,05 % à 0,1 %. En général, la teneur des gisements exploités est de 0,1 à 0,3 %. Des gisements exceptionnels peuvent atteindre des teneurs plus élevées : 10 à 12 % à Cigar Lake et Mc Arthur au Canada.

**Minerais** : de différents types : à pechblende, à uraninite (contiennent de l'oxyde U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>), à brannerite (contiennent du titanate d'uranium)...

Les phosphates sédimentaires naturels, matières premières des engrais phosphatés, renferment des teneurs de 50 à 300 ppm d'U, en substitution dans le réseau apatitique (exceptionnellement de 0,2 à 0,5 % dans le gisement de Bakouma en République Centre Africaine). Lors de l'attaque sulfurique du phosphate, U est libéré et passe en solution dans l'acide phosphorique duquel il peut être extrait à l'aide de solvants organiques. En 1984, 6 unités, dont 4 aux États-Unis étaient en service dans le monde occidental, avec une production de 1400 t d'U. En Irak, une unité aurait été en service en 1991.

Gisement d'Oklo (Gabon) : dans ce gisement, durant 600 000 ans, a fonctionné, il y a 1,8 milliard d'années, un réacteur nucléaire naturel. A cette époque, l'uranium naturel avait une teneur de 3,07 % en <sup>235</sup>U. L'uranium du cœur de la zone de réaction a actuellement une teneur de 0,004 % en <sup>235</sup>U (0,72 % normalement) : 2 t de <sup>235</sup>U ont été consommées par fission.

**Exploitations minières** : elles sont souterraines ou à ciel ouvert. Par rapport à des exploitations minières classiques la radioactivité du minerai nécessite la réduction des concentrations en poussières et en radon en utilisant une fixation des poussières par arrosage et une ventilation énergique. Aux États-Unis, on assiste à l'arrêt des exploitations conventionnelles et au développement de projets de lixiviation in situ, par exemple par PMC (Cogema) dans le Wyoming.

**Production minière**, en 1996, en t d'U contenu dans les concentrés. Monde : 34 600, Union européenne : 1 250.

Canada	11 700	États-Unis	2 400	Russie	1 500
Australie	4 300	Namibie	2 400	Afrique du Sud	1 500

Niger	3 300	Ouzbékistan	1 700	France	930
-------	-------	-------------	----------	--------	-----

La production mondiale était, en 1988, de 60 860 t.

En 1994, la demande mondiale de 58 400 t est en partie assurée, hors recyclage, à partir des stocks accumulés dans les années 80 estimés à plus de 500 000 t.

La plus grande part de l'uranium canadien provient de la province du Saskatchewan (Key-Lake, Cluff Lake...) où le gisement exceptionnel de Cigar Lake (découvert par Cogema : 150 000 t à 10-12 %, sera exploité par Cameco (n°2 mondial) et Cogema (n°1 mondial) qui détient 36,3 % de participation). En 1997, début de l'exploitation, par Cogema, du gisement de McClean avec une capacité prévue de 2 300 t/an. Le minerai a une teneur de 3 %. L'usine de traitement des minerais de McClean devrait également traiter par la suite les minerais du gisement de Cigar Lake soit au total 9 200 t/an. Le Canada, exporte plus des 3/4 de sa production.

En Afrique du Sud, l'uranium est exploité conjointement avec l'or.

En Australie, entre 1984 et 1996, l'exploitation minière était, pour des raisons politiques, limitée à 3 gisements. Dans les prochaines années, la production devrait se développer.

Les exportations de l'ex URSS et de la Chine sont, en 1995, de près de 10 000 t d'U.

En Russie, les mines d'uranium exploitées sont celles du combinat de Priargunskiy, en Transbaïkalie.

**Réserves** : en 1996, en milliers de t, raisonnablement assurées à un prix inférieur à 80 \$/kg d'U. Monde à économie de marché : 1 776, Union européenne : 43.

Australie	625	Namibie	156
Canada	305	États-Unis	109
Kazakhstan	230	Russie	84
Afrique du Sud	202	Niger	54
Brésil	162		

**Situation française** : en 1996.

- Production : 930 t.

- Réserves : 20 000 t à 34 000 t.

- Mines françaises :

- Division minière de l'Hérault à Lodève : l'exploitation a débuté en 1978 avec une mine souterraine et une mine à ciel ouvert. Depuis 1993, l'exploitation se poursuit seulement souterrainement. En 1995, un effectif de 252 personnes a extrait 160 000 t de minerai et produit 530 t d'uranium dans les concentrés. L'exploitation minière donne comme sous produit du sulfure de molybdène. L'exploitation a été arrêtée en 1997.

- Société des Mines de Jouac : exploite le gisement de Bernardan (87). L'exploitation a débuté en 1978 avec une mine à ciel ouvert et depuis 1983 une mine souterraine qui depuis 1988 est la seule exploitée. Le minerai contient 0,5 % d'U. En 1995, un effectif de 190 personnes a extrait 58 000 t de minerai contenant 364 t d'U dans les concentrés.
- Division minière de La Crouzille : l'exploitation a débuté en 1948 avec l'ouverture d'une mine souterraine. Une usine de traitement a été construite en 1958 et arrêtée en 1993. L'activité minière a pris fin début 1995, avec une extraction de 7 400 t de minerai traitées à Jouac qui ont donné 73 t d'U.
- En France, on compte environ 170 anciens sites d'extraction et de traitement de minerais d'uranium. Fin 1995, il aura été produit, au total, 72 800 t d'U, avec un maximum, en 1988, de 3 420 t. Pour produire cet uranium il a été extrait 52 millions de t de minerai et pour chaque tonne de minerai brut on a manipulé 9 t de stériles dans les exploitations à ciel ouvert et 0,65 t dans les exploitations souterraines.
- Exploitations de Cogema à l'étranger : extraction de 5 233 t. Au total, les réserves de Cogema sont de plus de 200 000 t d'U.
- Au Gabon (68,4 % de la Comuf qui exploite le gisement de Mounana), au Niger (65,4 % de la Somaïr et 34 % de Cominak), au Canada (100 % du gisement de Cluff Lake, 2 000 t en 1996), en Australie (7,75 % de ERA, n°1 australien).
- Cogema exploite également, aux États-Unis, en particulier, en association avec EDF, des minerais d'uranium par lixiviation in situ dans des mines situées au Wyoming et au Texas, réserves : 10 000 t d'U, production : 500 t/an.
- En 1997, début de l'exploitation, par Cogema (70 % des parts), du gisement canadien de McClean, 2 300 t/an.

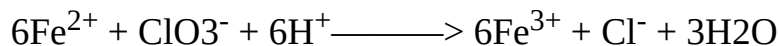
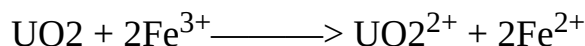
### **Concentration des minerais :**

Les minerais sont concentrés, par hydrométallurgie, à des teneurs de l'ordre de 70 % dans des installations situées près des exploitations minières. Les procédés physiques habituels (gravimétrie, flottation...) étant inefficaces, la concentration est effectuée par voie chimique.

Exemple des traitements effectués à Bessines (87) : capacité : 1,1 million de t de minerai/an, soit 1 300 t d'U/an. Le minerai est à pechblende et uraninite dans des granits dégradés. Le minerai de teneur supérieure à 0,07 % d'U est traité en usine, celui inférieur à 0,02 % rejeté comme stérile (soit environ 15 % du minerai entrant). Le minerai dont la teneur est comprise entre 0,02 et 0,07 % est traité par lixiviation en tas. L'usine de traitement de Bessines est arrêtée depuis juillet 1993.

Traitement en usine : par lixiviation acide dans 4 lignes de 8 cuves revêtues de caoutchouc, à l'aide d'une solution de H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> (55 à 65 kg/t de minerai) et NaClO<sub>3</sub> (1 à 2 kg/t de minerai) à 60°C pendant 3 heures. L'oxydation de U<sup>IV</sup> en U<sup>VI</sup>, plus

facilement solubilisable, est effectuée par NaClO<sub>3</sub> (également employés : MnO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>...) par l'intermédiaire des ions Fe<sup>3+</sup> présents dans le minerai soit schématiquement :

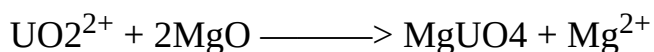


La solution obtenue contient de 0,5 à 5 g d'U/L sous forme d'ions complexes : (UO<sub>2</sub>(SO<sub>4</sub>)<sub>2</sub>)<sup>2-</sup> et (UO<sub>2</sub>(SO<sub>4</sub>)<sub>3</sub>)<sup>4-</sup>. Le rendement d'extraction est d'environ 95 %. Les stériles contiennent après attaque de l'ordre de 70 ppm d'U.

Dans le cas de minerais dont le traitement entraînerait une forte consommation d'acide, par exemple les minerais carbonatés, on utilise une lixiviation alcaline par Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> sous pression (5 à 7 bar) à 100-150°C pendant 12 à 36 h. L'uranium passe en solution sous forme d'ion (UO<sub>2</sub>(CO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>)<sup>4-</sup>. Ce type de traitement est employé, en France, pour les minerais de l'Hérault.

Lixiviation en tas : concerne les minerais pauvres, grossièrement concassés, de teneur comprise (à Bessines) entre 0,02 et 0,07 %, placés en tas de 5 000 à 15 000 t sur 3 à 3,5 m de haut sur un sol étanche en légère pente. Le minerai est arrosé par pulvérisation d'une solution très diluée (pH de 1 à 3) d'acide sulfurique. La solution est recyclée et se concentre en U au cours des cycles successifs. Le traitement dure 3 mois. Les rendements sont compris entre 50 et 85 %. A Bessines, le traitement de 150 000 t de minerai donne 2,5 % de l'uranium total produit.

Concentration, purification et précipitation des concentrés : les complexes d'uranium sont extraits de la solution d'attaque par fixation sur des résines échangeuses d'ions ou à l'aide de solvants (amine ternaire 0,1 mol.L<sup>-1</sup> à Bessines, 0,02 à 0,05 kg/t de minerai). Après élution des résines ou déextraction du solvant, on obtient des solutions d'ions uranyles à 20 g d'U/L. La précipitation sous forme d'uranate est effectuée en milieu basique (par MgO, NaOH, NH<sub>3</sub>...) :



La précipitation dure de 2 à 6 h. Les concentrés obtenus titrent de l'ordre de 70 % en U, de couleur jaune, ils sont appelés yellow cakes.

En France, pour les minerais de l'Hérault, la précipitation, effectuée par du peroxyde d'hydrogène, donne un concentré de peroxyde d'uranium. Pour les minerais de Jouac, une précipitation magnésienne est effectuée.

Le traitement d'une tonne de minerai (à 0,2 % d'U), donne environ la même quantité de stérile et 3 kg de concentré.

Capacités de production de Cogema : en t d'U/an.

En France : usine	A l'étranger : sociétés	
Lodève : 1 000	Cominak (Niger) : 2 300	McClellan (Canada) : 2 300
Jouac : environ 500	Somair (Niger) : 2 300	Cluff Lake (Canada) : 700
	Comuf (Gabon) : 1 500	Pathfinder (États-Unis) : 1 700

**FABRICATION INDUSTRIELLE DU COMBUSTIBLE** destiné aux réacteurs nucléaires à eau ordinaire. Avant d'être utilisé, dans les réacteurs nucléaires, sous forme de UO<sub>2</sub> enrichi, le concentré d'uranium doit subir de nombreuses transformations chimiques qui peuvent être regroupées en opérations de conversion (fabrication d'oxydes et fluorures), d'enrichissement, puis de fabrication du combustible nucléaire.

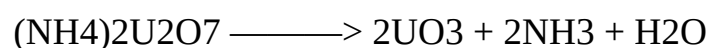
Répartition des coûts lors du cycle du combustible nucléaire :

U naturel	26 %	Fabrication du combustible	16 %
Conversion	3 %	Aval du cycle	25 %
Enrichissement	30 %		

**Purification et conversion** : les concentrés, mis en solution dans l'acide nitrique (400 à 450 g d'U/L) sont purifiés soit par extraction par solvant (TBP : phosphate de tributyle) avant fluoration, soit après fluoration par distillation de UF<sub>6</sub> (aux États-Unis par Allied Chemical), afin d'obtenir de l'uranium de pureté nucléaire (exempt d'absorbants neutroniques : B, Ca et de diverses autres impuretés gênantes pour les opérations suivantes).

Transformation en UO<sub>3</sub> : selon deux méthodes :

- Par décomposition vers 300°C du nitrate d'uranyle obtenu par concentration de la solution.
- Par précipitation puis décomposition thermique du diuranate d'ammonium :



Réduction en UO<sub>2</sub> et fluoration en UF<sub>4</sub> : procédé utilisé par Comurhex.

Dans le même four (en forme de "L"), UO<sub>3</sub> est réduit par H<sub>2</sub> (obtenu par décomposition thermique de NH<sub>3</sub>) en UO<sub>2</sub>, vers 650-800°C, puis fluoré par HF, entre 350 et 600°C :



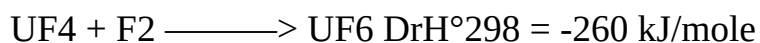
Le four est alimenté par UO<sub>3</sub> par le haut de la branche verticale. UO<sub>3</sub> est réduit au cours de sa descente par H<sub>2</sub> puis fluoré par HF. HF et NH<sub>3</sub> sont introduits dans la partie basse du four, côté évacuation de UF<sub>4</sub> formé. Le four est en acier inoxydable, Inconel (alliage de Ni avec Cr (13 %), Fe (6 %)) et monel (alliage Ni : 66 %, Cu : 34 %).

La consommation en HF est de 0,34 kg/kg d'U.

UF<sub>4</sub> obtenu contient de 3 à 5 % d'impuretés : UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>, UO<sub>2</sub>, HF, H<sub>2</sub>O.

Fabrication de l'hexafluorure : par combustion du tétrafluorure dans du fluor.

Le fluor, difficile et dangereux à stocker, est produit sur place, par électrolyse de HF (ou plutôt de KF,2HF). La combustion, très exothermique (des températures de 1700-1800°C sont atteintes), est réalisée dans un tube vertical (réacteur à flamme), généralement en monel, de plusieurs mètres de haut et quelques dizaines de cm de diamètre :



Le four est alimenté par le haut en UF<sub>4</sub> et en F<sub>2</sub>. UF<sub>6</sub> gazeux est recueilli, filtré et condensé à -15°C (température de sublimation de UF<sub>6</sub> : 56°C).

Les effluents gazeux contiennent 41 % de HF, 27 % de O<sub>2</sub>, 27 % de N<sub>2</sub>, 3 % de F<sub>2</sub> et quelques % de UF<sub>6</sub>. A l'usine Comurhex de Pierrelatte, jusqu'en 1991, les effluents étaient fixés sur KOH et CaO, les déchets solides formés étant stockés. Depuis, HF et UF<sub>6</sub> sont piégés à -80°C par un échangeur refroidi à l'azote liquide. A cette température, HF liquide et UF<sub>6</sub> solide sont séparés par filtration. UF<sub>6</sub> est récupéré et HF recyclé pour produire F<sub>2</sub>.

Consommations lors de la transformation de concentrés en UF<sub>6</sub>, pour 1 kg d'U.

HNO <sub>3</sub>	2,1 à 2,3 kg	CaO	0,3 à 0,4 kg	TBP	0,002 kg
HF	0,5 à 0,8 kg	NaOH	0,02 kg		
NH <sub>3</sub>	0,3 à 0,4 kg	Dodécane	0,01 kg		

Le rendement des opérations de conversion est au moins de 99,5 % et celui-ci est strictement respecté pour des raisons économiques mais aussi politiques. En effet, les autorités internationales qui contrôlent la non prolifération des matières nucléaires imposent le respect de ce rendement minimum.

Productions mondiales : en 1997, en t d'U de capacités annuelles. Monde : 43 800.

Minatom (Russie)	20 000	Cameco (Canada)	10 500
------------------	--------	-----------------	--------

Comurhex (France)	14 000	BNFL (Royaume-Uni)	6 600
Allied Chemical (États-Unis)	12 700		

En France, la production de UF<sub>6</sub> est assurée par Comurhex (filiale à 100 % de Cogema) : société pour la conversion de l'uranium en métal et hexafluorure. Les usines sont situées à Malvézi (11) pour la conversion en UF<sub>4</sub> et à Pierrelatte (26) pour l'élaboration de l'hexafluorure. L'usine de Pierrelatte traite également (350 t/an) le nitrate d'uranyle en provenance de l'usine de retraitement de La Hague. En 1996, le chiffre d'affaires de Comurhex a été de 652 millions de F et la production de plus de 11 000 t d'U contenu dans UF<sub>6</sub>, soit 30 % du marché mondial. Au total, Comurhex aura en 1996 converti 200 000 t d'U.

### **Enrichissement :**

L'uranium naturel contient 0,71 % atomique de <sup>235</sup>U fissile. Les réacteurs utilisant comme modérateur le graphite (ex filière UNGG) ou l'eau lourde peuvent utiliser directement l'U naturel sous forme de métal (ex filière UNGG) ou d'oxyde. De même, les réacteurs à neutrons rapides (surgénérateurs) utilisent de l'U naturel enrichi, par mélange, avec du plutonium fissile.

Par contre, les réacteurs à eau ordinaire demandent de l'uranium enrichi en <sup>235</sup>U à environ 3 %. Les explosifs nucléaires et l'alimentation des réacteurs des sous-marins nucléaires nécessitent un enrichissement qui doit dépasser 90 %.

Le premier uranium enrichi, destiné à la fabrication de la bombe atomique dans le cadre du "Manhattan project" a été obtenu, à Oak Ridge (États-Unis), par séparation électromagnétique (Calutron), selon le principe du spectromètre de masse. Cette technique, utilisée avant la guerre du Golfe par l'Irak, est, à l'échelle industrielle, abandonnée.

Diffusion gazeuse : c'est la technique la plus utilisée actuellement (aux États-Unis et en France, soit les 2/3 de la production mondiale). UF<sub>6</sub> diffuse à travers des parois poreuses. La vitesse de diffusion, selon la loi de Graham, est inversement proportionnelle à la racine carrée de la masse molaire. Entre <sup>235</sup>U F<sub>6</sub> et <sup>238</sup>U F<sub>6</sub>, le rapport théorique est de 1,0043 (1,002 en pratique). Pour enrichir jusqu'à 3 %, il faut effectuer un grand nombre d'opérations de diffusion en série dans des cascades de séparateurs.

La production de 1 kg d'U enrichi à 3,1 %, demande 6,2 kg d'U naturel et fournit 5,2 kg d'U appauvri à 0,25 %. Son enrichissement nécessite 4 UTS (unité de travail de séparation, qui rend compte de la puissance de séparation utilisée). Un réacteur de 1 300 MWe consomme 100 000 UTS/an.

Les parois poreuses sont en nickel ou alumine fritté et comportent de l'ordre de 100

milliards de pores de 0,01  $\mu\text{m}$  de rayon par  $\text{cm}^2$ . L'usine Eurodif de Tricastin (26) comporte 1 400 étages en série avec 120 millions de membranes soit,  $4 \cdot 10^6 \text{ m}^2$  de surface diffusante. La consommation d'énergie est très importante (principalement dans la compression du gaz) : 2 450 kWh/UTS. L'enrichissement consomme 6 % de l'énergie produite par les centrales nucléaires françaises, soit la consommation de 4 tranches nucléaires de 900 MW, ce qui représente 10 % du coût du kWh produit. Eurodif est le premier consommateur français d'électricité.

UF6 appauvri est défluoré pour donner U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>. La capacité de défluoration de l'usine de Tricastin est de 14 000 t/an de d' U contenu dans UF6 qui donne 7 000 t/an d'acide fluorhydrique à 70 %. Cette production de HF fait de Cogema l'un des principaux producteurs européens d'acide fluorhydrique.

Ultracentrifugation : pour des unités d'enrichissement de plus faible capacité, cette technique est plus intéressante. Elle est utilisée en ex-URSS et par la société Urenco qui exploite des usines à Capenhurst (Royaume-Uni), Gronau (Allemagne) et Almelo (Pays-Bas). Les vitesses périphériques sont très élevées, de 400 à 700 m/s, et sont limitées par la tenue mécanique des matériaux utilisés (aciers spéciaux, fibres de carbone...).

Procédé à l'étude : le procédé SILVA (Séparation Isotopique par Laser de la Vapeur d'Uranium, AVLIS en américain) étudié en France par le CEA et aux États-Unis pourrait connaître une percée industrielle au début du siècle prochain. La consommation en énergie du procédé SILVA serait de 25 à 40 fois plus faible que la diffusion gazeuse. Un laser dont la largeur spectrale des photons est inférieure à l'écart des raies de <sup>235</sup>U et <sup>238</sup>U, ionise sélectivement <sup>235</sup>U. Il faut fournir 6 eV soit 3 photons de 2 eV chacun. L'ionisation est réalisée sur de la vapeur d'U produite, à 3000°C, par bombardement électronique de U métal. Les ions sont extraits par un champ électrique.

Capacités civiles d'enrichissement : fin 1996 en millions d'UTS/an. Monde : 43,7.

Russie (Minatom)	20	France (Eurodif)	7,5	Japon	0,8
États-Unis (USEC)	12	Urenco	2,5		

Le stock militaire russe d'U très enrichi serait de 1 270 t. La France, achète, par contrat, chaque année, 500 000 UTS, en Russie.

La production américaine est effectuée par US Enrichment Corp. à Paducah et Portsmouth.

L'usine de Tricastin est exploitée par Eurodif (chiffre d'affaires : 7,4 milliards de F en 1996) : France : 51,53 %, Italie : 16,25 %, Belgique : 11,11 %, Espagne : 11,11 %,



Iran : 10 %, à travers une société de droit français : Sofidif.

Les besoins français, pour une puissance installée de 58,66 GWe sont de plus de 1 300 t/an d'U enrichi.

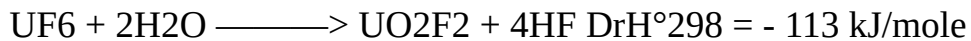
L'usine française de Pierrelatte (26) qui était exploitée des fins militaires a été arrêtée en 1996.

### **Fabrication du combustible nucléaire :**

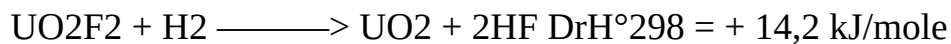
Après enrichissement, UF<sub>6</sub> est transformé en oxyde UO<sub>2</sub>. Deux procédés sont utilisés : par voie humide et par voie sèche. Ce dernier procédé développé, en France et au Royaume-Uni, ayant aujourd'hui la faveur des exploitants.

Procédé par voie sèche : en une ou deux étapes mettant en jeu les réactions suivantes réalisées dans des fours en Inconel 600 :

- Pyrohydrolyse entre 250-300°C :



- Réduction vers 700-800°C par le dihydrogène :



- Le rendement est supérieur à 99,5 %.

Consommations en t par t d'U dans UO<sub>2</sub> :

UF <sub>6</sub>	1,5	H <sub>2</sub> O	0,640
CaO	1,0	H <sub>2</sub>	0,017

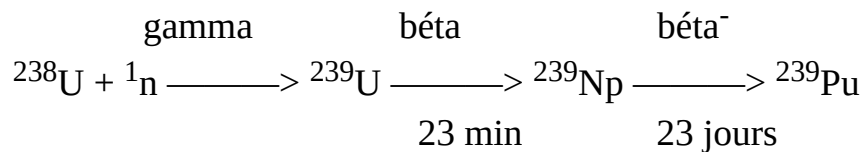
HF est récupéré : les gaz sortant du réacteur passent à travers un lit de matériaux calcaires qui fixent HF sous forme de CaF<sub>2</sub>.

La poudre de UO<sub>2</sub> est frittée (vers 1700°C sous atmosphère de dihydrogène) en pastilles de 8,2 mm de diamètre et 15 mm de hauteur, par exemple. Les pastilles sont ensuite empilées dans des gaines en alliage de zirconium de 9,5 mm de diamètre et 3,66 m de hauteur pour les réacteurs de 900 MWe (4,27 m pour les réacteurs de 1300 MWe). On obtient ainsi des crayons (ou aiguilles) eux même assemblés en faisceau dans un réseau carré 17x17 (dans le cas des réacteurs 900 MW, de conception Framatome) qui contient 264 crayons (520 kg de UO<sub>2</sub>). Le cœur, contient 157 assemblages (soit 11 millions de pastilles, 82 t de UO<sub>2</sub>) rechargés en uranium enrichi à 3,7 % par 1/4 de cœur. Pour les réacteurs de 1300 MWe de conception Framatome : 193 assemblages (50 952 crayons), soit 118 t d'UO<sub>2</sub>. Dans le cas des réacteurs de 1450 MWe de conception Framatome, 205 assemblages contenant 125 t de UO<sub>2</sub>. Le premier réacteur de ce type, Chooz B1, a été couplé au réseau en août 1996.

Combustible MOX (Mixed Oxide) : oxyde mixte d'uranium et de plutonium.

Ce combustible permet d'utiliser, en partie, le plutonium (Pu) produit par réaction

nucléaire dans les réacteurs (après irradiation, U contient environ 1 % de Pu) et récupéré lors du traitement des combustibles irradiés :



En France, pour une puissance installée de réacteurs à eau sous pression de 58,6 GW, fin 1996, la production de Pu est de l'ordre de 15 t/an.

Le plutonium provenant du retraitement de combustible UO<sub>2</sub> (enrichi à 3,7 %) contient après 3 ans de refroidissement avant retraitement et 2 ans de stockage, 67 % de Pu fissile (<sup>239</sup>Pu : 57 %, <sup>241</sup>Pu : 10 %).

Le combustible est réalisé par frittage, à 1700°C, d'un mélange de poudres de UO<sub>2</sub> et de PuO<sub>2</sub>. La teneur moyenne est de 5 % en Pu fissile. L'uranium utilisé est de l'uranium appauvri à 0,22 % en <sup>235</sup>U, sous-produit de l'enrichissement.

L'utilisation de ce combustible permet d'économiser 10 à 30 % de la consommation en U naturel, 30 % des coûts d'enrichissement et d'éviter les coûts de stockage du Pu ainsi consommé. 1 g de Pu ainsi recyclé produit autant d'électricité qu'une t de pétrole. En France, dans un réacteur REP de 900 MW, la teneur en MOX peut légalement atteindre 1/3 de la quantité totale de combustible.

- Productions : dans le monde : 183 t/an.
- En Belgique, par Belgonucléaire (35 t/an) à Dessel.
- Au Royaume-Uni, par BNFL (8 t/an) à Sellafield.
- En France, par Cogema (30 t/an) à Cadarache (13), et depuis juillet 1995, par l'usine Melox de Cogema (120 t/an) à Marcoule (30). L'usine Melox produit 100 000 pastilles/jour.
- Depuis 1963, ce combustible est utilisé en Belgique (réacteurs de Mol), en Allemagne (9 réacteurs) et depuis octobre 1987, en France, pour 52 assemblages de la recharge (1/3 du cœur) du réacteur B1 de Saint Laurent des Eaux. En 1997, en France, utilisation d'assemblages MOX, pour 1/3 du cœur, dans 11 réacteurs de 900 MW. Ainsi, entre 1987 et 1995, 12 t de plutonium ont été recyclées, en France, sous forme de MOX.

Producteurs de combustible nucléaire pour réacteurs à eau sous pression hors VVER : capacités annuelles de production en t de U contenu, en 1997. Monde occidental : 6 060.

FBFC (France, Belgique)	1 650	ANF Siemens (Allemagne)	300
Westinghouse (États-Unis)	1 150	NFI (Japon)	265

SPS Siemens (Etats-Unis)	500	BNFL (Royaume Uni)	200
ABB CE (Etats-Unis)	450	KNFC (Corée du Sud)	200
MNF Mitsumishi (Japon)	440	ENUSA (Espagne)	130
FCF (Etats-Unis)	400	ABB (Suède)	100

- Les sociétés françaises de fabrication de combustible à uranium enrichi pour réacteurs à eau sous pression détenues à 51 % par Framatome et 49 % par Cogema sont les suivantes :

- FBFC (Franco Belge de Fabrication de Combustible) qui possède des usines à Dessel (Belgique), Romans (26) et Pierrelatte (26) de capacités annuelles respectives de 450 t, 750 t et 500 t. La production de 1996 est de l'ordre de 1 200 t avec 2 600 assemblages. livrés dont 160 MOX et 140 URE (Uranium de Retraitement Enrichi).
- FCF (Framatome Cogema Fuels) qui possède une usine à Lynchburg (Etats-Unis).

### **PRODUCTEURS FRANÇAIS :**

**Cogema** (Compagnie Générale des Matières Nucléaires) : en 1996.

Intervient à tous les stades du cycle du combustible nucléaire : de la mine d'uranium au retraitement des combustibles irradiés. Exploite également des mines d'or (Le Bourneix (87) en France : 2 t d'or en 1996).

- Chiffre d'affaires : 34,4 milliards de F (dont 37 % à l'exportation), réalisé dans : le retraitement : 52 %, l'enrichissement : 27 %, les activités minières : 8 %, la fabrication de combustible : 6 %.

- Effectif : 18 856 personnes.

- Productions : en parts de marché mondial

- Production minière d'U, 25 %, en 1995 : 6 200 t dont 967 t en France.

- Conversion de l'U, 30 % : environ 10 000 t d'U dans UF6 par Comurhex.

- Enrichissement de l'U, 30 à 35 % : par Eurodif (51,5 % Cogema) à Tricastin et jusqu'en juin 1996, production de U hautement enrichi pour la Défense Nationale à Pierrelatte.

- Enrichissement, à Miramas (13), du bore et du lithium en <sup>6</sup>Li pour les besoins de la Défense et en <sup>7</sup>Li utilisé comme inhibiteur de corrosion dans les circuits de refroidissement des réacteurs à eau sous pression (1er rang mondial, 1,5 t/an).

- Combustible nucléaire, 12 à 15 % : par FBFC et FCF (51 % Framatome, 49 % Cogema).

- Retraitement du combustible, 80 à 90 % : à La Hague.

**Framatome** : n°1 mondial de l'industrie nucléaire. Conçoit et fabrique des chaudières et îlots nucléaires. Conçoit, produit et commercialise du combustible nucléaire pour

les réacteurs à eau sous pression et offre une large gamme de services de maintenance et d'amélioration.

- Chiffre d'affaires (1996) : 15,2 milliards de F réalisé à 59 % dans le nucléaire, 31 % la connectique, 10 % les équipements industriels.

- 65 chaudières ou îlots nucléaires Framatome, exploitant la technologie de l'eau sous pression, sont en service dans le monde, 5 sont en construction.

- Fabrication du combustible nucléaire : par FBFC et FCF (51 % Framatome, 49 % Cogema).

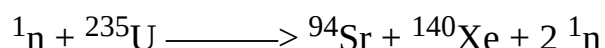
**AUTRES UTILISATIONS DE L'URANIUM** : elles emploient, principalement, de l'uranium appauvri, sous-produit des opérations d'enrichissement.

Militaires : la masse volumique élevée de l'U (19,05 g.cm<sup>-3</sup>) presque aussi élevée que celle du tungstène (19,35 g.cm<sup>-3</sup>) permet lorsqu'il est utilisé comme charge creuse d'obus d'obtenir des énergies cinétiques élevées et une onde de choc importante. La formation d'alliages relativement fusibles avec les aciers permettent à ces obus de perforer divers blindages, en particulier ceux des chars. U a été également utilisé lors de la guerre du Golfe dans l'élaboration de fléchettes et micro-dards tirés depuis des navires afin de perforer des missiles.

Civiles : a été utilisé (aujourd'hui abandonné) comme contrepoids (2 tonnes) de gouvernes de Boeing, dans des quilles de bateaux (bateaux de Colas, Tabarly). Employé comme contrepoids à l'intérieur d'ailes d'avions ou dans la réalisation d'engins spatiaux (satellite géodésique Stella). L'utilisation comme pigment orange, sous forme de UO<sub>3</sub>, n'est pas autorisée en France.

## RÉACTEURS NUCLÉAIRES

**L'énergie nucléaire** : les noyaux fissiles (<sup>235</sup>U, <sup>239</sup>Pu ...) peuvent lors d'un choc avec un neutron thermique (1/40 d'eV à 300 K) se briser en libérant des neutrons rapides (2 MeV, en moyenne 2,5 neutrons par fission), des rayonnements (alpha, bêta, gamma) et une quantité importante d'énergie (l'énergie nucléaire) qui peut être récupérée, dans une centrale nucléaire, par un fluide caloporteur. Parmi les nombreuses réactions possibles :



Afin que la réaction de fission puisse s'entretenir d'elle même, les neutrons rapides (vitesse de l'ordre de 20 000 km/s) peuvent être ralentis (à 2 km/s) par un modérateur qui réduit leur vitesse sans les absorber et/ou la proportion de noyaux fissiles dans le combustible nucléaire peut être augmentée, par exemple en enrichissant l'U naturel en

isotope 235 fissile.

La fission de 1 g de  $^{235}\text{U}$  produit la même énergie que la combustion de 2,8 t de charbon.

**Les filières** : une filière est définie par combinaison entre la nature du combustible, celle du modérateur et enfin celle du fluide caloporteur. Le premier réacteur produisant de l'électricité a été mis en service, aux États-Unis, en 1951 et en France, en 1956.

Filière	Combustible	Modérateur	Fluide caloporteur
Graphite-Gaz	U naturel ou enrichi	Graphite	Gaz carbonique ou hélium
Eau lourde	U naturel ou enrichi	Eau lourde	Eau ordinaire, lourde, liquide organique
Eau ordinaire bouillante ou sous pression	U enrichi ou Pu et U enrichi	Eau ordinaire	Eau ordinaire
Surgénérateur	U naturel, plutonium	Néant	Sodium

Filière Uranium Naturel - Graphite - Gaz (UNGG) : 9 tranches construites en France de 1954 à 1971. Le combustible est de l'uranium naturel métallique, le modérateur du graphite et le fluide caloporteur du gaz carbonique sous pression. Le dernier réacteur français en activité, celui de Bugey 1, a été arrêté le 27 mai 1994. La filière AGR (Advanced Gas-cooled Reactor) est proche de la filière UNGG : U est sous forme d'oxyde enrichi à 2,2 %, elle a été développée surtout en Grande Bretagne (14 réacteurs de ce type). Dans le monde, début 1997, 35 réacteurs de ce type (dont 34 au Royaume Uni) développent une puissance de 12 936 MWe nets.

Réacteurs à eau lourde (PHWR : Pressurised Heavy Water Reactor) : l'eau lourde est utilisée comme modérateur. Ces réacteurs peuvent utiliser de l'uranium naturel. Le réacteur de Brennilis (29), déclassé en 1985, fonctionnait selon cette technique. Ces réacteurs sont surtout utilisés au Canada (réacteurs CANDU : Canadian Deuterium Uranium). Dans le monde, début 1997, 34 réacteurs de ce type développent une puissance de 18 907 MWe nets.

Réacteurs à eau ordinaire sous pression (REP ou PWR : Pressurised Water Reactor) : utilisés à l'origine par les Américains comme moteur de sous-marins, ce sont les plus utilisés dans le monde (début 1997, 252 réacteurs de ce type développent une puissance de 225 142 MWe nets). En France, ils ont été développés, à partir de 1969, sous licence Westinghouse (États-Unis).

Le combustible est de l'oxyde d'uranium enrichi à 3 %, l'eau sous pression (155 bar, dans le cas des REP de 900 MW d'EDF) est située dans un premier circuit qui transmet la chaleur du combustible (porté à 2 300°C) à un deuxième circuit d'eau fournissant la vapeur alimentant les turbines. L'eau du circuit primaire (dont la température varie entre 280 et 323°C) transmet sa chaleur dans des échangeurs qui génèrent la vapeur du circuit secondaire. Chaque échangeur-générateur contient 3 300 tubes d'une longueur totale de 70 km. Le débit de l'eau primaire est de 13 245 kg/s. En France, début 1997, sur 57 tranches en service, 55 sont des REP (34 de 900 MW, 20 de 1 300 MW, 1 de 1 450 MW) voir carte.

Répartition géographique des réacteurs à eau ordinaire sous pression : hors VVER, en 1997.

Pays	Nombre de réacteurs	Besoins (t/an de combustible)	Pays	Nombre de réacteurs	Besoins (t/an de combustible)
Monde	202	3 916			
Etats-Unis	73	1 370	Suède	3	56
France	54	1 130	Taiwan	2	40
Japon	22	370	Suisse	3	37
Allemagne	14	345	Afrique du Sud	2	48
Corée	8	160	Royaume Uni	1	25
Espagne	7	125	Brésil	1	15
Belgique	7	110	Slovénie	1	15
Chine	3	60	-	-	-

Dans l'ex URSS et les pays de l'Europe de l'Est, les réacteurs de ce type (47) sont dénommés VVER : Voda Vodianoï Energeticheski Reactor. Ils présentent, notamment, l'inconvénient de ne pas disposer, en cas d'accident, d'une enceinte assurant un confinement efficace en cas d'accident majeur.

Réacteurs RBMK (Reactor Bolchoï Mochnastie Kipiachie) : 18 réacteurs de ce type dans l'ex URSS (puissance : 13 904 MWe); Le réacteur de Tchernobyl qui a explosé le 25 avril 1986 était de ce type. Le combustible est UO<sub>2</sub> faiblement enrichi (1,8 %), le modérateur du graphite, le fluide caloporteur de l'eau ordinaire bouillante qui alimente directement les turbines.

Centrales nucléaires de l'ex URSS et des pays de l'Europe de l'Est : début 1997.

Pays	Nombre d'unités	VVER	RBMK, GLWR	Neutrons rapides	Puissance (MWe)	Production 1996(TWh )	Part nucléaire dans product. électricité
Russie	29	13	15	1	19 843	108,8	13 %
Ukraine	14	13	1	-	12 120	79,6	44 %
Lithuanie	2		2		2 760	13,9	85,8 %
Kazakhstan	1			1	135	0,1	0,2 %
Bulgarie	6	6			3 538	18,1	47,5 %
Slovaquie	4				1 632	11,3	44 %
R. Tchèque	4	4			1 632	12,8	25 %
Hongrie	4	4			1 740	14,2	41 %

Réacteurs à eau ordinaire bouillante (BWR : Boiling Water Reactor) : contrairement aux réacteurs à eau sous pression où la pression permet d'éviter l'ébullition de l'eau, dans ces réacteurs, l'eau bout au contact du combustible (identique à celui des REP) et la vapeur entraîne directement les turbines. Il n'y a pas de réacteur de ce type en France mais ils sont utilisés dans de nombreux pays. Dans le monde, début 1997, 95 réacteurs de ce type développent une puissance de 80 108 MWe nets.

Surgénérateurs ou réacteurs à neutrons rapides : voir le chapitre sodium.

**Énergie électrique d'origine nucléaire** : début 1997. Production 1996 (TWh = 1012 Wh).

	Nombre d'unités		Puissance (GWe nets)		Production (TWh bruts)	Part nucléaire dans product. électrique
	service	construct.	installée	construct.		
Monde	441	46	354	36	2 406	environ 17 %
U. européenne	146	3	122	4	850	environ 35 %
États-Unis	109	0	102	0	706	22 %
France	57	3	60	4	397	77 %
Japon	54	1	44	1	297	34,5 %
Allemagne	20	0	22	0	162	34 %

Russie	29	12	20	11	109	13 %
Canada	21	0	15	0	95	15,8 %
Royaume Uni	35	0	14	0	94	30 %
Ukraine	14	4	12	4	80	44 %
Suède	12	0	10	0	74	50 %
Corée du Sud	11	7	9	6	74	36 %
Espagne	9	0	7	0	56	32 %

## PRODUITS DE FISSION

Produits de fission obtenus par l'irradiation à 33 000 MW.jour/t d'oxyde d'uranium enrichi à 3,5 % en  $^{235}\text{U}$  dans un réacteur à eau sous pression, après refroidissement de 3 ans, en kg par t d'U avant irradiation et période en années :

Éléments	quantité (kg/t U)	période (années)	Éléments	quantité (kg/t U)
Uranium	955		Y et lanthanides	10
Plutonium 238	0,17	86	Gaz rares (Kr,Xe)	5
Plutonium 239	5,72	24 400	Alcalins (Cs,Rb)	4
Plutonium 240	2,21	6 600	Zirconium	4
Neptunium 237	0,42	2 140 000	Ru, Rh, Pd	4
Américium 241	0,22	432	Molybdène	3
Américium 243	0,10	7 380	Alcalino-terreux	2
Curium 245	0,001	8 532	Technétium 99	0,8

Le neptunium 237 joue un rôle important. Il continue à se former à partir de l'américium 241 et du curium 245. Chaque année, un réacteur de 1 300 MWe génère 14 kg de neptunium.

Chaque année, dans un réacteur de 900 MW, sont chargées 21,5 t de combustible enrichi.



### **Stockage des combustibles irradiés sans ou après retraitement :**

Actuellement, dans le monde, la production cumulée de combustibles irradiés, non retraités, est d'environ 90 000 t. Chaque année s'y ajoute 8 000 t. L'essentiel de ces combustibles est entreposé, en piscine, près des réacteurs. au total, avec le parc actuel de centrales, la production totale, jusqu'à leur arrêt en fin de vie, est estimée à 447 000 t dont 18,3 % aux Etats-Unis, 16,6 % au Royaume Uni, 15,4 % au Canada, 14,9 % en France, 9,9 % dans l'ex URSS, 7,6 % au Japon, 3,6 % en Allemagne...

La Suède a décidé de stocker ses déchets de haute activité, sans les retraiter, d'abord pendant 40 ans dans des piscines situées à 30 m de profondeur sur le site d'Oskarshamn puis, ensuite, à 500 m de profondeur dans des formations rocheuses. Aux États-Unis, pour l'instant, les combustibles irradiés sont entreposés, dans des piscines, sur les sites des centrales, en attendant la construction d'un centre de stockage, qui pourrait être situé dans le désert du Nevada, à "Yucca Mountain". En 1996, 32 000 t de combustibles irradiés sont ainsi entreposés, avec une augmentation annuelle de 2 000 t.

Divers pays d'Europe (France, Allemagne, Royaume-Uni...) et le Japon ont opté pour le retraitement des combustibles irradiés. Celui-ci permet de récupérer et de recycler la matière fissile, les déchets proprement dits ne représentant que 3 % du poids du combustible. Le retraitement permet une économie de 20 % sur la consommation en uranium naturel et de 10 % sur l'enrichissement.

**Retraitement des combustibles irradiés** dans les réacteurs de la filière à eau ordinaire.

Après déchargement du combustible, celui-ci est laissé sous l'eau d'une piscine de désactivation, située près du réacteur, pendant environ 1 an. Les assemblages sont ensuite transportés jusqu'à l'usine de retraitement dans des "châteaux de transport" dont la masse à vide varie de 35 à 120 t pour des charges utiles de 1 à 6 t. La quantité totale de combustible irradié produite en France est de 1 100 t/an (7 000 t/an dans le monde hors pays de l'Europe de l'Est). Dans l'usine de retraitement, les combustibles sont entreposés dans des piscines où ils séjournent au minimum 2 ans. La capacité d'entreposage de La Hague est supérieure à 14 000 t d'U.

Procédé Purex (Plutonium Uranium Refining by Extraction) mis au point en 1945 aux Etats-Unis et employé industriellement dans ce pays depuis 1954. Ce procédé est utilisé dans le monde dans toutes les usines de retraitement et en particulier par Cogema à l'usine de La Hague (50) : il consiste à dissoudre chimiquement (par HNO<sub>3</sub>) le combustible et à extraire (par le tributylphosphate, TBP) l'uranium et le plutonium.

Les éléments combustibles sont cisailés en tronçons de 25 à 35 mm de long, puis placés dans un dissolvant contenant de l'acide nitrique concentré, bouillant. Le

combustible passe en solution, la gaine (en zircaloy) est insoluble. L'uranium (250 à 300 g.L<sup>-1</sup>) et le plutonium (2,5 à 3 g.L<sup>-1</sup>) sont extraits sélectivement par le TBP (en solution à 30 %, dans le dodécane). On sépare l'uranium du plutonium extrait par le solvant en faisant une déextraction réductrice. Le plutonium qui passe à l'état trivalent est quasi inextractible.

- L'uranium est obtenu sous forme de nitrate d'uranyle.

- Le plutonium est précipité en oxalate de plutonium puis transformé en oxyde PuO<sub>2</sub>.

- Les solutions de produits de fission sont concentrées et dirigées vers l'atelier de vitrification.

- Les matériaux de structure (coques, embouts) ont été, de 1990 à 1995, enrobés dans du ciment et conditionnés dans des conteneurs en acier inoxydable. Pour réduire le volume de ces déchets, Cogema a choisi d'employer maintenant le compactage, qui permettra de diviser par quatre le volume des coques et embouts. Les galettes ainsi obtenues seront mises dans un conteneur. L'unité de compactage doit entrer en service à la fin de l'an 2000 et, en attendant, les coques et embouts sont entreposés.

- De même, toujours pour réduire le volume des déchets conditionnés destinés au stockage géologique, le traitement des effluents de faible et moyenne activité a été modifié. Initialement, ceux-ci étaient décontaminés par coprécipitation et les boues produites étaient enrobées dans du bitume. Maintenant, ces effluents sont concentrés par évaporation puis vitrifiés.

Vitrification : les produits de fission (radioémetteurs bêta, neptunium, américium, curium...), après 1 an de désactivation, sont traités selon le procédé de vitrification AVM (Atelier de Vitrification de Marcoule). Les produits de fission alimentent un four rotatif où ils sont transformés en oxydes qui sont, dans un four de fusion, mélangés avec une fritte de verre borosilicaté. Le verre obtenu est coulé dans des conteneurs en acier inoxydable, destinés à être stockés. A la fin 1996, ont été traitées plus de 3 700 m<sup>3</sup> de solutions de produits de fission, correspondant à une production de 1 830 t de verre soit 4 600 conteneurs.

#### Situation française :

L'usine UP1 de Marcoule (30) ne retraite, actuellement, que les combustibles des réacteurs de la filière UNGG d'EDF, de Vandellos (Espagne) et de la Défense Nationale : en 1996, 372 t de combustibles civils ont été retraitées. Cette usine sera arrêtée fin 1997. Le tonnage cumulé de combustibles civils traités dans cette usine s'élevait à 6 304 t, fin 1996.

L'usine UP2 de La Hague, entrée en service en 1966, a traité les combustibles provenant des 3 filières soit au total : 4 895 t de combustible UNGG, 6 288 t de combustible à eau ordinaire, 10 t de combustible provenant du réacteur Phénix et 4,5 t de combustible Mox. Depuis fin 1990, cette usine ne retraite plus les combustibles

UNGG. Sa capacité a été doublée en 1994 : 800 t/an.

L'usine UP3 de 800 t/an de capacité a démarré en août 1990 et traite les combustibles étrangers de 30 centrales nucléaires (allemandes, japonaises, belges, suisses, néerlandaises). Fin 1996, les tonnages cumulés traités dans cette usine sont de 3 946 t.

En 1996, les usines UP2 et UP3 ont traité 1 681 t de combustibles, et un total cumulé de 10 234 t fin 1996.

Dans les usines de La Hague, les effectifs sont de 6 000 personnes dont 3 100 personnes de Cogema et, en 1996, les consommations ont été de 5 690 m<sup>3</sup> de solutions de HNO<sub>3</sub> à 13,6 moles/L et de 6 370 m<sup>3</sup> de solutions de soude à 10 moles/L.

#### A l'étranger :

- Au Royaume Uni, l'usine de Windscale, à Sellafield, exploitée depuis 1964 par British Nuclear Fuels Lt (BNFL) traite du combustible UNGG. Sa capacité est de 1 500 t/an. L'usine Thorp à Sellafield exploitée BNFL, de 900 t/an de capacité, a démarré en 1994. Elle traite les combustibles AGR et le total cumulé de combustibles traités est, fin 1996, de 680 t.

- Au Japon, l'usine de Torai-Mura, exploitée par PNC, a traité au total 892 t, fin 1996. Une unité pilote de 90 t/an fonctionne et, en 2003, doit démarrer une unité de 800 t/an, exploitée par Japan Nuclear Fuel Service (JNFL) à Rokkashomura dans la péninsule de Shimokita.

- Avant l'éclatement du bloc communiste, les combustibles de la filière VVER-440 étaient traités (200 t/an) à l'usine de Chelyabinsk-65. Les combustibles de la filière VVER-1000 devaient être traités dans l'usine de Krasnoïarsk, encore inachevée.

## **DÉCHETS RADIOACTIFS**

#### **Définitions :**

Les produits et donc les déchets radioactifs sont caractérisés par 2 paramètres :

- la période : temps au bout duquel la radioactivité est divisée par 2,
- l'activité qui traduit l'intensité de la radioactivité.

En France, on distingue 3 catégories :

- Les déchets A : de faible activité et à vie courte (période < 30 ans). Après 300 ans, leur radioactivité devient proche de la radioactivité naturelle. Ils proviennent des centrales nucléaires, des usines du cycle de l'uranium, des hôpitaux, des laboratoires... Leur volume, après conditionnement, est de l'ordre, en France, de 30

000 m<sup>3</sup>/an dont 15 % de déchets et 85 % d'enrobage et conditionnement. Ces déchets sont stockés en surface, voir ci-dessous.

- Les déchets B : de moyenne activité, à faible dégagement de chaleur. Ils renferment, en faible quantité, des éléments à vie longue et pour cette raison ne peuvent pas être stockés en surface. Ils proviennent surtout des usines de retraitement des combustibles. Ils sont conditionnés dans des blocs de béton d'environ 1 m<sup>3</sup> pour les déchets solides. En France, dans l'attente de la création d'un stockage définitif, ils sont entreposés à La Hague. Par exemple, pour l'usine UP3 de La Hague les volumes produits sont :

- En 1995, de 0,8 m<sup>3</sup>/t d'U pour les coques, embouts et déchets technologiques.

- En 1996-2000 ils seront de 0,32 m<sup>3</sup>/t d'U de déchets compactés.

- Les déchets C : de haute activité, à fort dégagement de chaleur, et chargés en éléments à vie longue. Ils contiennent plus de 95 % des radioéléments produits par l'industrie nucléaire. Ils sont constitués soit par les combustibles irradiés (1,6 m<sup>3</sup>/t d'U) dans le cas d'un stockage direct (cas de la Suède), soit par les déchets (0,13 m<sup>3</sup>/t d'U) obtenus après retraitement du combustible (cas, en particulier, de la France). La production française de ces déchets, sous forme de cylindres de 200 L est de 200 m<sup>3</sup>/an. Ils sont entreposés, pour quelques dizaines d'années, dans des structures bétonnées assurant leur refroidissement.

Les recherches sur la gestion des déchets B et C sont définies, en France, par la loi de programmation du 30 décembre 1991, qui définit 3 axes :

- La recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue, présents dans les déchets.

- L'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans des formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains. 3 laboratoires sont envisagés dans des couches argileuses à Bure (55) et Marcoule (30) et granitiques à La Chapelle-Bâton (86).

- L'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée, en surface, de ces déchets.

Dans une quinzaine d'années, un rapport global d'évaluation de ces recherches sera adressé au Parlement qui, le cas échéant, pourra alors être amené à autoriser la création d'un stockage souterrain en couche géologique profonde.

### **Stockage des déchets de faible activité, en France.**

En France, les déchets radioactifs sont gérés par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA). L'ANDRA exploite 2 centres de stockage en surface.

- Le centre de la Manche, ouvert en 1969, a été fermé en juillet 1994 après avoir reçu 526 650 m<sup>3</sup> de déchets. Sa superficie est de 14 ha et il est mitoyen de l'usine de retraitement de La Hague.

- Le centre de l'Aube situé à Soulaines, a été mis en service en janvier 1992. Sa capacité est de 1 million de m<sup>3</sup> (30 à 40 ans de production française de déchets). Sa superficie est de 95 ha dont 30 ha pour le stockage.

Dans ces centres de stockage, les fûts de déchets (solides) sont placés dans des cases de béton. Les interstices entre les fûts sont comblés par du béton ou du gravier.

Lorsqu'une case est pleine, elle est recouverte par une dalle de béton et enrobée de polyuréthane. Les espaces entre les cases sont ensuite rebouchés par de la terre. A la fin de l'exploitation du site, l'ensemble sera recouvert d'une couverture multicouche étanche (phase actuelle pour le centre de la Manche). Le système est complété par un réseau de galeries de surveillance sous les ouvrages de stockage.