

URANIUM 2013

MATIÈRES PREMIÈRES :

La teneur de l'écorce terrestre est de 3 à 4 ppm. C'est un élément relativement répandu, il est aussi abondant que l'étain ou le zinc, 50 fois plus que le mercure et 1000 fois plus que l'or.

L'eau de mer renferme 3 $\mu\text{g/L}$ 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'extraction de l'uranium de l'eau de mer est techniquement possible, mais elle n'est pas actuellement rentable.

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 : jusqu'à 20 % à Cigar Lake et Mc Arthur au Canada.

Minerais :

De différents types : à pechblende, à uraninite (contiennent de l'oxyde U_3O_8), à brannerite (contiennent du titanate d'uranium)...

L'uranium se trouve sur tous les continents et dans tous les types de terrain. Les plus grands producteurs mondiaux sont donc souvent des pays d'une grande superficie. En particulier, les plus grands gisements connus en 2014 se trouvent en Australie, au Canada et au Kazakhstan.

Les phosphates sédimentaires naturels, matières premières des engrais phosphatés, renferment des teneurs de 50 à 300 ppm d'U, en substitution dans la structure apatitique (exceptionnellement de 0,2 à 0,5 % dans le gisement de Bakouma en République Centre Africaine). Lors de l'attaque sulfurique du phosphate, l'uranium 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/an d'U. En Irak, à Al Qaim, une unité fut construite en 1984 et détruite en 1991. L'extraction de l'uranium des phosphates, actuellement non rentable économiquement, a donné au total 20 000 t d'uranium. Les ressources contenues dans les phosphates sont estimées de 9 à 22 millions de t.

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 ^{235}U . L'uranium du cœur de la zone de réaction a actuellement une teneur de 0,004 % en ^{235}U (0,72 % normalement) : 2 t de ^{235}U ont été consommées par fission.

Exploitations minières :

Elles étaient traditionnellement 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 énergétique. Les gisements avec des teneurs importantes (Mac Arthur River et Cigar Lake au Canada) sont exploités souterrainement à l'aide d'équipements télécommandés afin d'éviter le contact direct des mineurs avec le minerai, les opérations de broyage étant réalisées sous terre (voir ci-dessous pour Cigar Lake).

Toutefois, lorsque les conditions géologiques le permettent, on assiste au développement de la lixiviation in situ dénommée ISL (In Situ Leach). C'est le cas des exploitations américaines du Wyoming (première exploitation commerciale de l'ISL, en 1974), de celles du Kazakhstan et des mines de Beverley et d'Honeymoon, en Australie. Il faut que le gisement d'uranium soit confiné dans un sol perméable (sable ou grès) situé entre 2 couches imperméables d'argile. Les solutions de lixiviation sont alternativement injectées et extraites dans des séries de puits situés, à Beverley à des distances de 30 m les uns des autres. Lorsque la teneur en carbonate de calcium est inférieure à 4 %, une lixiviation à l'acide sulfurique est utilisée en présence d'oxydant (peroxyde d'hydrogène à Beverley avec un pH de 2 à 3 et une consommation moyenne de 3 kg d'acide/kg d'U) ou sans oxydant mais avec un acide plus concentré (mines kazahkes avec une consommation de 70 à 80 kg d'acide/kg d'U). Dans le cas contraire (exploitations américaines) une lixiviation alcaline est réalisée. Après extraction de l'uranium, la solution de lixiviation est recyclée.

Principales mines d'uranium : en tonnes d'uranium contenu.

Mine	Pays	Exploitant	Type	Production 2013
Mac Arthur River	Canada	Cameco à 69,8 %	Souterraine	7 744 t
Olympic Dam	Australie	BHP Billiton	Souterraine avec co-produit	3 400 t
Arlit	Niger	Somaïr/Areva	Ciel ouvert	2 730 t
Tortkuduk	Kazakhstan	Katco JV/Areva	Lixiviation	2 550 t
Ranger	Australie	Rio Tinto à 68 %	Ciel ouvert	2 510 t
Priargunsky	Russie	ARMZ	Souterraine	2 133 t
Budenvoskoye 2	Kazakhstan	Karatau JV/KazAtomProm-Uranium One	Lixiviation	2 115 t
Langer Heinrich	Namibie	Paladin	Ciel ouvert	2 094 t
Inkai	Kazakhstan	Inkai JV/Cameco	Lixiviation	2 047 t
Rossing	Namibie	Rio Tinto à 69 %	Ciel ouvert	2 043 t
South Inkai	Kazakhstan	Betpak Dala JV/Uranium One	Lixiviation	2 030 t
Central Mynkuduk	Kazakhstan	Ken Dala/KazAtomProm	Lixiviation	1 800 t
Rabbit Lake	Canada	Cameco	Souterraine	1 587 t
Comonak	Niger	Areva à 34 %	Souterraine	1 508 t

Source : World Nuclear Association

En 2013, la production mondiale provenait de :

Mines souterraines et à ciel ouvert pour 47 %.

Lixiviation in situ pour 46 %.

Exploitations donnant une co-production d'uranium pour 7 %.

PRODUCTION MINIÈRE :

En 2013, en t d'U contenu dans les concentrés. Monde : 59 370 t, Union européenne (République tchèque, Roumanie) : 324 t.

Kazakhstan	22 451 t	Namibie	4 323 t
Canada	9 331 t	Russie	3 135 t
Australie	6 350 t	Ouzbekistan	2 400 t
Niger	4 518 t	Etats-Unis	1 792 t

Source : World Nuclear Association

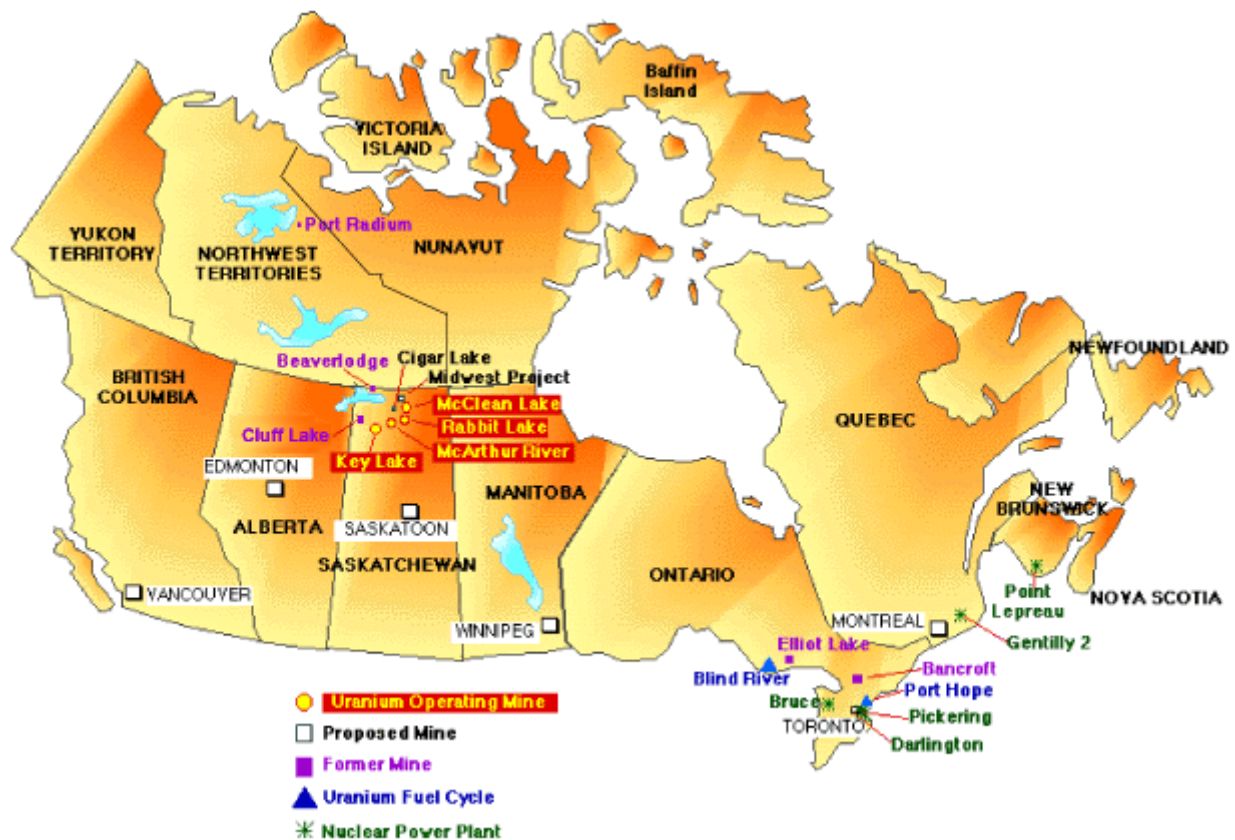
En 2014, la demande mondiale est de 65 908 t. Elle est en partie assurée à partir des stocks accumulés dans les années 80 et par le recyclage du combustible utilisé. En 2013, le recyclage a remplacé 3 070 t d'uranium naturel sous forme d'uranium et de plutonium. Jusqu'en 2013, la dilution d'uranium fortement enrichi (UHE) issu du démantèlement des armements nucléaires russes soit 500 t d'UHE a donné l'équivalent de 9 000 t/an d'U naturel sur une période de 20 ans (entre 1993 et 2013).

Diaporama sur l'économie de l'uranium

Kazakhstan : la production qui était de 2 022 t en 2001 est passée à 22 451 t, en 2013, avec une capacité de production de 25 000 t/an. Le Kazakhstan est devenu n°1 mondial en 2009. Les mines sont exploitées par la société nationale [KazAtomProm](#) ou par le biais de joint-ventures avec des sociétés étrangères. En 2014, 17 mines sont exploitées par lixiviation acide, 5 directement par [KazAtomProm](#) et 12 au travers de joint-ventures.

Canada : la plus grande part de l'uranium canadien provient de la province du Saskatchewan. En 2013, l'exploitation minière la plus importante au monde, à 600 m de profondeur (7 744 t d'U), est celle de [Mac Arthur River](#) exploitée par Cameco et dont Areva possède 30,2 % des parts. Le gisement découvert, en 1988, a commencé à être exploité fin 1999. Les réserves prouvées et probables sont de 1 million de t de minerai, avec une teneur moyenne de 13,6 % d'uranium. Le gisement de [Cigar Lake](#) (découvert en 1981 par Cogema (groupe Areva)) avec des réserves prouvées et probables de 537 000 t de minerai à 15,5 % d'U, est exploité par Cameco, Areva détenant 37,1 % de participation. La construction de la mine de Cigar Lake a commencé début 2005. Le gisement, situé à 450 m sous la surface, dans des roches fracturées, poreuses et gorgées d'eau, ne peut pas être exploité à l'aide de méthodes conventionnelles. Après congélation, le minerai est abattu à l'aide d'un jet d'eau sous haute pression et évacué, en l'absence de présence humaine, par des infrastructures situées, sous le gisement, dans des roches plus résistantes. La capacité prévue est de 6 900 t/an. Le 23 octobre 2006, la mine a été inondée. Après remise en état, l'ouverture de la mise a eu lieu en mars 2014.

Gisements canadiens (document World Nuclear Association)



Australie : bien que les gisements australiens soient les plus vastes du monde, il n'existe que cinq mines (Olympic Dam, Ranger, Beverley, Four Mile et Honeymoon) en activité en 2013. Toute la production est exportée, soit 6 205 t d'U, en 2013.

Olympic Dam (3 400 t d'U en 2013), souterraine, qui coproduit de l'uranium avec du cuivre, est exploitée par [BHP Billiton](#), avec des réserves prouvées et probables de 518 millions de t de minerai renfermant 1,86 % de Cu, 0,057 % de U₃O₈, 4 g/t de Ag et 0,72 g/t de Au.

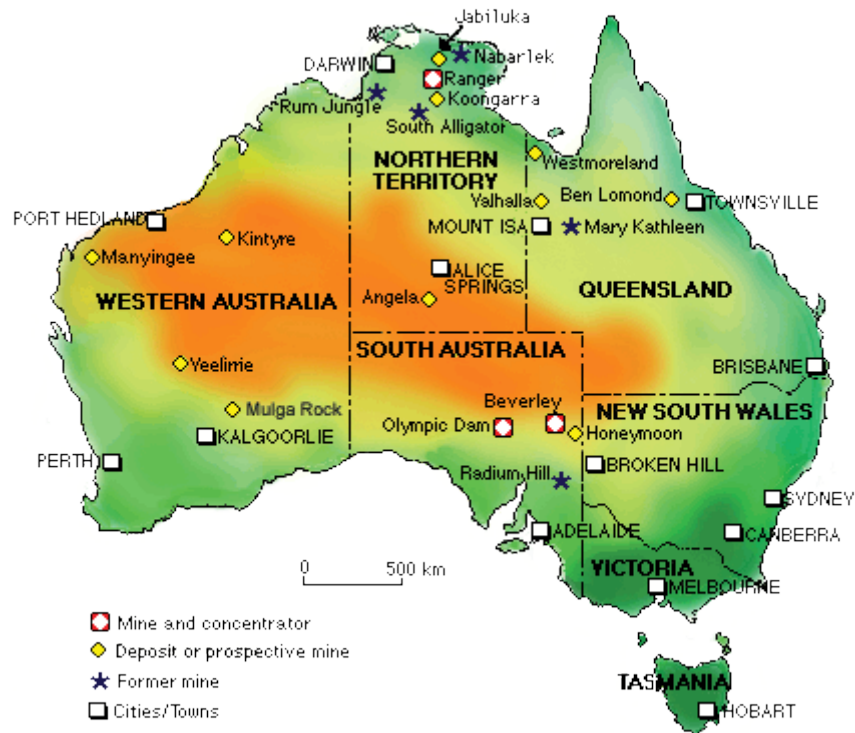
Ranger (2 510 t d'U en 2013), ouverte en 1981, à ciel ouvert, exploitée par [Energy Resources of Australia Ltd](#) (ERA) détenue à 68 % par [Rio Tinto](#), possède des réserves prouvées et probables de 5,5 millions de t à 0,123 % de U₃O₈.

La mine de Beverley (188 t d'U en 2013-14) est exploitée par lixiviation in situ, par [Heathgate Resources](#), filiale de [General Atomics](#) (Etats-Unis).

La mine de Four Mile est contiguë à celle de Beverley, détenue à 75 % par [Heathgate Resources](#), sa production est en 2013-14 de 186 t.

La mine d'Honeymoon, exploitée par lixiviation in situ par [Uranium One](#), a commencé son activité en septembre 2011, avec une capacité de production de 339 t/an. La production en 2013-14 est de 37 t.

Gisements australiens (document World Nuclear Association)



Niger : les gisements sont exploités par 2 sociétés, Somaïr (Areva : 63,4 % des parts) et Cominak (Areva : 34 %). Somaïr exploite des mines à ciel ouvert (2 730 t d'U en 2013), avec 600 personnes, à proximité d'Arlit. Les réserves prouvées et probables sont de 2 millions de t de minerai renfermant 0,257 % d'uranium. Cominak exploite souterrainement 2 principaux gisements (capacités de l'usine de traitement : 2 000 t d'U/an), avec 1 100 personnes, à Akouta et à Akola près de la ville d'Akoka avec une production de 1 508 t d'U en 2013. Les réserves prouvées et probables sont de 4 millions de t de minerai renfermant 0,352 % d'uranium. En juillet 2006, un permis d'exploration a été accordé à Areva, à 66,65 %, pour le site d'Imouraren, situé à 80 km au sud d'Arlit. Les réserves prouvées et probables de ce site sont de 306 millions de t de minerai renfermant 0,069 % d'uranium, avec une capacité de production prévue de 5 000 t/an avec lixiviation in situ du minerai.

Namibie : la production est assurée, à ciel ouvert, par la mine de Langer Heinrich, détenue à 75 % par [Paladin](#), avec une production, en 2013, de 2 094 t et des réserves prouvées et probables de 103,8 millions de t de minerai à 0,052 % de U₃O₈ et par la mine de [Rossing](#) qui a produit 2 043 t en 2013, exploitée par [Rio Tinto](#) qui détient 69 % des droits d'exploitation. Les réserves prouvées et probables sont de 148 millions de t de minerai à 0,032 % de U₃O₈.

Russie : les mines d'uranium exploitées sont celles du combinat de Priargunskiy, en Transbaïkalie. La mine la plus importante est celle de Priargunsky, exploitée par [ARMZ](#), avec une production de 2 133 t en 2013.

États-Unis : la majorité des mines d'uranium, situées dans le Wyoming et le Nouveau Mexique utilisent la lixiviation in situ, avec 6 exploitations en activité. Une usine de traitement du minerai, White Mesa, dans l'Utah, est alimentée par 4 ou 5 mines souterraines. Le principal producteur est [Cameco](#) avec 2 lixiviations in situ et une production de 918 t d'U, en 2013, suivi par [Energy Fuels](#) qui exploite des mines souterraines, avec 388 t d'U et par [Uranium One](#) avec une exploitation in situ et 362 t d'U.

[Diaporama sur l'extraction minière de l'uranium](#)

Producteurs : en 2013, en t d'U contenu.

KazAtomProm (Kazakhstan)	9 449 t	Rio Tinto (Australie-Namibie)	4 553 t
Cameco (Canada)	9 084 t	BHP Billiton (Australie)	3 400 t
Areva (Canada-Niger-Kazakhstan)	8 567 t	Paladin (Australie, Namibie)	3 226 t
ARMZ + Uranium One (Russie, Kazakhstan, Canada)	8 222 t	Navoi (Ouzbékistan)	2 400 t

Source : World Nuclear Association

Uranium One est détenu à 51 % par JSC Atomredmetzoloto (ARMZ).

Réserves : en 2013, en milliers de t, raisonnablement assurées à un prix inférieur à 130 \$/kg d'U.
Monde : 5 902.

Australie	1 706	Namibie	383
Kazakhstan	679	Afrique du Sud	338
Russie	506	Brésil	276
Canada	494	Etats-Unis	207
Niger	405	Chine	199

Source : World Nuclear Association

Consommation d'uranium, prévue en 2014. Monde : 65 908 t d'U.

Etats-Unis	18 816 t	Ukraine	2 359 t
France	9 927 t	Japon	2 119 t
Chine	6 296 t	Allemagne	1 889 t
Russie	5 456 t	Canada	1 784 t
Corée du Sud	5 022 t	Royaume Uni	1 738 t

Source : World Nuclear Association

SITUATION FRANCAISE : en 2013.

- Mines françaises : la production minière d'uranium, qui fut importante, a cessé en France en 2001. La réhabilitation des exploitations de l'Hérault induit une production de 5 t/an.

- Société des Mines de Jouac : a exploité le gisement de Bernardan (87). L'exploitation a débuté en 1978 avec une mine à ciel ouvert (fermée en 1987) et depuis 1983 une mine souterraine. 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. L'exploitation a été arrêtée en 2001.

- Division minière de l'Hérault à Lodève : l'exploitation a débuté en 1978 avec une mine souterraine et une mine à ciel ouvert. A partir de 1993, l'exploitation s'est poursuivie 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 a donné comme sous produit du sulfure de molybdène. L'exploitation a été arrêtée en 1997.

- 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. Il aura été produit, au total, 76 000 t d'U, avec un maximum, en 1988, de 3 420 t. Pour produire cet uranium il a été extrait 53 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 Areva à l'étranger : extraction de 8 567 t en 2013. Les réserves prouvées et probables sont de 187 716 t d'U dont 108 044 t au Niger, 72 064 t au Canada, et 7 608 t au Kazakhstan.

- Au Niger : 63,4 % de la Somair (3 000 t/an) et 34 % de Cominak (1 500 t/an), au Canada : 30,2 % de MacArthur River exploitée par Cameco (7 200 t/an) et 37,1 % de Cigar Lake (6 900 t/an), au Kazakhstan : 51 % de Katco qui exploite les gisements de Muyunkum et Tortkuduk avec démarrage de l'usine de production de Muyunkum en 2005 et celle de Tortkuduk en 2007, avec une capacité de production de 4 000 t/an. L'exploitation des mines d'Areva au Kazakhstan est réalisée par dissolution in situ du minerai.

- En projet :

L'exploitation du gisement d'Imourarem, au Niger (5 000 t/an, 56,65 % des parts). Le gisement renferme 306 millions de t de réserves prouvées et probables à une teneur de 690 ppm d'uranium.

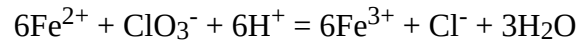
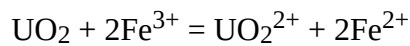
- Areva a commercialisé, jusqu'en 2013, une partie de l'uranium russe (environ 2 600 t/an) provenant de la dilution de l'uranium fortement enrichi issu du démantèlement des armes nucléaires de ce pays.

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 H₂SO₄ (55 à 65 kg/t de minerai) et NaClO₃ (1 à 2 kg/t de minerai) à 60°C pendant 3 heures. L'oxydation de U^{IV} en U^{VI}, plus facilement solubilisable, est effectuée par NaClO₃ (également employés : MnO₂, H₂O₂...) par l'intermédiaire des ions Fe³⁺ présents dans le minerai soit schématiquement :

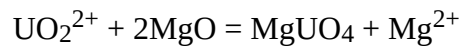


La solution obtenue contient de 0,5 à 5 g d'U/L sous forme d'ions complexes : $(\text{UO}_2(\text{SO}_4)_2)^{2-}$ et $(\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3)^{4-}$. Le rendement d'extraction est supérieur à 95 %. Les stériles contiennent après attaque de l'ordre de 70 ppm d'U.

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 [Na₂CO₃](#) sous pression (5 à 7 bar) à 100-150°C pendant 12 à 36 h. L'uranium passe en solution sous forme d'ion $(\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3)^{4-}$. Ce type de traitement était 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 hauteur 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 donnait 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⁻¹ 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 uranyle à 20 g d'U/L. La précipitation sous forme d'uranate est effectuée en milieu basique (par [MgO](#), [NaOH](#), [NH₃](#)...) :



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](#), donnait un concentré de peroxyde d'uranium. Pour les minerais de Jouac, une précipitation magnésienne était 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.

Productions d'Areva : en 2013, en t d'U.

A l'étranger : sociétés :

McArthur (Canada)	2 338 t
Cominak (Niger)	350 t
Somaïr (Niger)	2 129 t
KATCO (Kazakhstan)	3 558 t
Trekkopje (Namibie)	186 t

Source : rapport d'activité d'Areva

[Diaporama sur la concentration des minerais](#)

FABRICATION INDUSTRIELLE DU COMBUSTIBLE (destiné aux réacteurs nucléaires à eau ordinaire) :

Avant d'être utilisé, dans les [réacteurs nucléaires](#), sous forme de UO₂ 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 %
Enrichissement	30 %
Aval du cycle	25 %
Fabrication du combustible	16 %
Conversion	3 %

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 UF₆ (aux États-Unis par Converdyn), 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 UO₃ : 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 UO₂ et fluoration en UF₄ : procédé utilisé par Comurhex, filiale d'Areva.

Dans le même four (en forme de "L"), UO₃ est réduit par [H₂](#) (obtenu par décomposition thermique de [NH₃](#)) en UO₂, vers 650-800°C, puis fluoré par [HF](#), entre 350 et 600°C :



Le four est alimenté par UO₃ par le haut de la branche verticale. UO₃ est réduit au cours de sa descente par H₂ puis fluoré par HF. HF et NH₃ sont introduits dans la partie basse du four, côté évacuation de UF₄ 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.

UF₄ obtenu contient de 3 à 5 % d'impuretés : UO₂F₂, UO₂, HF, H₂O.

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 UF₄ et en F₂. UF₆ gazeux est recueilli, filtré et condensé à -15°C (température de sublimation de UF₆ : 56°C).

Les effluents gazeux contiennent 41 % de HF, 27 % de [O₂](#), 27 % de [N₂](#), 3 % de F₂ et quelques % de UF₆. 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 UF₆ sont piégés à -80°C par un échangeur refroidi à l'azote liquide. A cette température, HF liquide et UF₆ solide sont séparés par filtration. UF₆ est récupéré et HF recyclé pour produire F₂.

Consommations lors de la transformation de concentrés en UF₆, pour 1 kg d'U.

HNO ₃	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 ₃	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 2013, en t d'UF₆ de capacités annuelles. Le besoins mondiaux sont de : 62 000 t.

Rosatom (Russie)	25 000	Converdyn (Etats-Unis)	15 000
Cameco (Canada, Royaume Uni)	17 000	Areva (France)	14 000

Source : rapport d'activité d'Areva

En France, la production de UF₆, avec 12 850 t en 2010, est assurée par Comurhex (filiale du groupe Areva) société pour la conversion de l'uranium en métal et hexafluorure. Les usines sont situées à Malvézi (11), avec 5 fours fonctionnant en parallèle, pour la conversion en UF₄ et à Pierrelatte (26), avec 2 réacteurs à flamme, pour l'élaboration de l'hexafluorure. La capacité de production doit être portée à 15 000 t/an en 2015 puis éventuellement à 21 000 t/an. L'usine de Pierrelatte traite également (1 250 t/an) le nitrate d'uranyle en provenance de l'usine de retraitement de La Hague afin de recycler l'uranium et produire à nouveau UF₆.

[Diaporama sur la conversion](#)

Enrichissement :

L'uranium naturel contient 0,71 % atomique de ²³⁵U 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 auquel est ajouté du plutonium fissile.

Par contre, les [réacteurs à eau ordinaire](#), soit 90 % des réacteurs nucléaires mondiaux, demandent de l'uranium enrichi en ^{235}U d'environ 3 à 5 %. 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 : aujourd'hui abandonnée, c'était la technique utilisée aux États-Unis et en France (jusqu'en 2012). Elle est permise par le fait qu' UF_6 est un gaz à une température et une pression modérée. UF_6 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 $^{235}\text{UF}_6$ et $^{238}\text{UF}_6$, 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 micromètre de rayon par cm^2 . L'usine Georges Besse I d'Eurodif, à Tricastin (26) comportait 1 400 étages en série avec 120 millions de membranes soit, $4 \cdot 10^6 \text{ m}^2$ de surface diffusante. La consommation d'électricité était très importante (60 % du coût de l'enrichissement, principalement dans la compression du gaz) : 2 450 kWh/UTS. L'enrichissement consommait 6 % de l'[énergie](#) produite par les centrales nucléaires françaises, soit la consommation de 4 tranches nucléaires de 900 MW, ce qui représentait 10 % du coût du kWh produit. Eurodif était le premier consommateur français d'[électricité](#) avec une consommation moyenne de 15 à 20 TWh/an.

UF_6 appauvri est défluoré pour donner U_3O_8 . La capacité de défluoration de l'usine de Tricastin est de 13 000 t/an de U contenu dans UF_6 qui donne 7 000 t/an d'acide fluorhydrique à 70 %. Cette production de HF fait d'Areva l'un des principaux producteurs européens d'acide fluorhydrique.

Les nouvelles installations françaises d'enrichissement de l'usine Georges Besse II, exploitées par la SET (Société d'Enrichissement du Tricastin), remplaçant l'usine Georges Besse I de Tricastin, fonctionnent par ultracentrifugation, 50 fois moins consommatrice d'électricité que la diffusion gazeuse. La production prévue, en 2016, est de 7,5 millions d'UTS/an, elle est de 2,8 millions d'UTS en 2012.

Ultracentrifugation : elle est utilisée en Russie, en France et par la société [Urenco](#) qui exploite des usines à Capenhurst (Royaume-Uni), Gronau (Allemagne), Almelo (Pays-Bas) et Eunice (Nouveau Mexique, États-Unis). 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...](#)). L'usine d'ultracentrifugation, Georges Besse II, à Tricastin, en France, a été inaugurée le 14 décembre 2010. Areva a en projet, pour l'instant suspendu, la construction d'une usine, Eagle Rock Enrichment Facility, dans l'Idaho, aux États-Unis, d'une capacité de production de 3,2 millions d'UTS/an.

Capacités civiles nominales d'enrichissement : en 2013 en millions d'UTS/an. Monde : 51,5.

Rosatom (Russie)	26	CNNC (Chine)	2,2
Urenco	17,7	Autres (Japon, Brésil)	0,1
Areva (France)	5,5		

Source : rapport d'activité d'Areva

Le stock militaire mondial d'U très enrichi serait d'environ 2 000 t, dont 1 270 t pour la Russie.

Les besoins français, pour une puissance installée de 63 GWe sont de 8 200 t d'U/an d'uranium naturel, de 1 150 t d'U/an de combustible pour REP et de 115 d'U et Pu/an de combustible MOX.

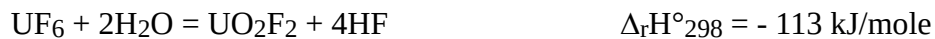
Diaporama sur l'enrichissement

Fabrication du combustible nucléaire :

Après enrichissement, UF₆ est transformé en oxyde UO₂. 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 UO₂ :

UF ₆	1.5
CaO	1.0
H ₂ O	0.640
H ₂	0.017

HF est récupéré : les gaz sortant du réacteur passent à travers un lit de matériaux calcaires qui fixent HF sous forme de CaF₂.

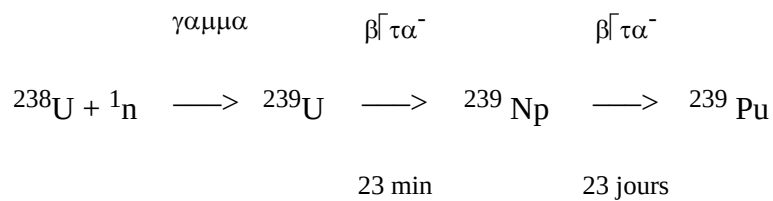
La poudre de UO₂ est frittée (vers 1700°C sous atmosphère de dihydrogène) en pastilles de 8,2 mm de diamètre et 15 mm de hauteur, par exemple. Les pastilles sont ensuite empilées dans des gaines en alliage de zirconium de 9,5 mm de diamètre et 3,66 m de hauteur pour les réacteurs de 900 MWe (4,27 m pour 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 UO₂). Le cœur, contient 157 assemblages (soit 11 millions de pastilles, 82 t de UO₂) 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'UO₂. Dans le cas des réacteurs de 1450 MWe de conception Framatome, 205 assemblages contenant 125 t de UO₂. Le premier réacteur de ce type, Chooz B1, a été couplé au réseau en août 1996.

Diaporama sur la fabrication du combustible nucléaire

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, le combustible nucléaire 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 63 GW, la production de plutonium est de l'ordre de 15 t/an.

Le plutonium provenant du retraitement de combustible UO₂ (enrichi à 3,7 %) est, après 3 ans de refroidissement et 2 ans de stockage, à 67 % fissile (²³⁹Pu : 57 %, ²⁴¹Pu : 10 %).

Le combustible est réalisé par frittage, à 1700°C, d'un mélange de poudres de UO₂ et de PuO₂. La teneur moyenne est de 5 % en Pu fissile. L'uranium utilisé est de l'uranium appauvri à 0,22 % en ²³⁵U, 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.

- Production en 2012 : dans le monde : 170 t dont 150 t dans l'usine Melox d'Areva.
- En France, par l'usine Melox d'Areva (capacité de 195 t/an) à Marcoule (30).
- Au Royaume-Uni, par BNFL (120 t/an) à Sellafield. Production de quelques t en 2010. Arrêt de la production, en août 2011.
- Au Japon, par J-MOX (100 t/an en projet) à Tokai-Mura.
- Aux Etats-Unis, Areva construit, en partenariat avec le groupe Shaw, sur le site de Savannah River, à Aiken (Caroline du Sud), une usine de fabrication de combustible MOX approvisionné par 46 t de plutonium provenant du recyclage de plutonium militaire russe et américain.
- Depuis 1963, ce combustible est utilisé en Belgique (2 réacteurs), en Allemagne (9 réacteurs), en Suisse (3 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 2012, en France, utilisation d'assemblages MOX, pour 30 % du cœur, dans 20 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 et bouillante hors VVER, en part de marché.

Toshiba-Westinghouse (Etats-Unis, Royaume Uni)	37 %
Areva (France)	32 %
GNF (Etats-Unis, Japon)	13 %

Source : rapport d'activité d'Areva

En 2008, les capacités de production d'Areva sont de 2 750 t d'U et Pu dont 1 850 t en Europe et 900 t aux Etats-Unis.

- En Europe, Areva possède des usines à Lingen (Allemagne), Romans (26) et Pierrelatte (26).
Projet de construction d'une usine (Ulba) au Kazakhstan, détenue à 49 % par Areva, d'une capacité de production de 400 t, en 2014.
- Aux Etats-Unis, une usine de recyclage d'uranium faiblement enrichi et de fabrication de combustible est située à Richland (Washington).

PRODUCTEURS FRANÇAIS :

Areva en 2013.

Intervient à tous les stades du cycle du combustible nucléaire : de la mine d'uranium au retraitement des combustibles irradiés.

- Chiffre d'affaires : 9,24 milliards d'euros.
- Effectif : 45 340 personnes.
- Activités minières : 1 756 millions d'euros avec 4 463 personnes : production de 8 567 t d'U.
- Chimie et enrichissement de l'uranium : 894 millions d'euros, 4 315 personnes : production de 10 500 t d'U contenu dans UF₆.
- Combustible nucléaire : 1 294 millions d'euros, 4 240 personnes.
- Réacteurs nucléaires et services : 3 324 millions d'euros, 15 592 personnes : a construit 91 des 303 réacteurs à eau légère en service dans le monde (hors VVER).
- Traitement et recyclage du combustible : 1 030 millions d'euros, 5 742 personnes : traitement de 1 172 t d'U et Pu irradié et fabrication de 124 t de MOX.
- Energies renouvelables : 69 millions d'euros, 451 personnes.

Autres activités liées au nucléaire :

- Enrichissement, à Miramas (13), du bore et du lithium en ⁶Li pour les besoins de la Défense et en ⁷Li utilisé comme inhibiteur de corrosion dans les circuits de refroidissement des réacteurs à eau sous pression (1^{er} rang mondial, 1,5 t/an).
- Métallurgie du zirconium destiné à la fabrication des gaines de combustible : dans 5 usines en France et 1 en Allemagne.

- Chimie du fluor (n°1 européen, n°2 mondial) : le savoir faire acquis dans la fluoration de l'uranium a permis à Areva de développer cette chimie. En particulier, la défluoration de UF₆ en UO₂ de l'uranium appauvri génère une production d'acide fluorhydrique (HF à 70 %) de grande pureté qui est commercialisé. Par ailleurs Areva produit divers composés fluorés : de l'hexafluorure de tungstène (utilisé en microélectronique), du fluor-azote (F₂N₂, destiné à imperméabiliser les réservoirs d'essence des véhicules automobiles), du trifluorure de chlore (utilisé en microélectronique).
- Production de réacteurs pour propulsion navale par Technicatome.
- Fabrication de combustible pour réacteurs de recherche et fabrication de sources radioactives pour applications médicales et de laboratoire : par Cerca.

Autres utilisations de l'uranium : elles emploient, principalement, de l'uranium appauvri, sous-produit des opérations d'enrichissement. La production annuelle mondiale est de 50 000 t et le stock d'environ 1,2 million de t. Une partie de celui-ci est utilisé pour diluer l'uranium fortement enrichi provenant du démantèlement d'armements nucléaires.

Militaires : la masse volumique élevée de l'U (19,05 g.cm⁻³) presque aussi élevée que celle du tungstène (19,35 g.cm⁻³) permet lorsqu'il est utilisé, allié à 0,75 % de Ti, 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 (300 t) et au Kosovo (11 t) dans l'élaboration de fléchettes et micro-dards tirés depuis des navires afin de perforer des missiles.

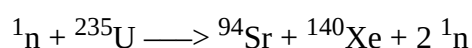
Diaporama sur l'utilisation de l'uranium dans les armes conventionnelles

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'ailerons d'avions ou dans la réalisation d'engins spatiaux (satellite géodésique Stella). L'utilisation comme pigment orange, sous forme de UO₃, n'est plus autorisée.

RÉACTEURS NUCLÉAIRES

L'énergie nucléaire :

Les noyaux fissiles (²³⁵U, ²³⁹Pu...) 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 (α , β , γ) 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 ²³⁵U fissile.

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

Diaporama sur l'énergie nucléaire

Les filières :

Une filière est définie par combinaison entre la nature du combustible, celle du modérateur et enfin celle du fluide caloporteur. Les premiers réacteurs produisant de l'électricité ont 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	<u>Graphite</u>	<u>Gaz carbonique</u> ou <u>hélium</u>
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	<u>Eau ordinaire</u>
Eau-graphite	U enrichi	<u>Graphite</u>	Eau ordinaire
Surgénérateur	U naturel, plutonium	Néant	<u>Sodium</u>

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 au Royaume-Uni. Dans le monde, fin 2012, 15 réacteurs de ce type sont en fonctionnement, tous au Royaume-Uni, et développent une puissance de 8 040 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) et en Inde. Dans le monde, fin 2012, 48 réacteurs de ce type développent une puissance de 23 961 MWe nets.

Réacteurs à eau ordinaire sous pression (REP ou PWR : Pressurised Water Reactor.) : utilisés à l'origine aux États-Unis comme moteur de sous-marins, ce sont les plus utilisés dans le monde (fin 2012, 273 réacteurs de ce type développent une puissance de 252 190 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, fin 2012, sur 58 tranches en service sont des REP (34 de 900 MW, 20 de 1 300 MW, 4 de 1 500 MW) voir carte.

Carte des unités électronucléaires, en France, au 1^{er} janvier 2013

Répartition géographique des réacteurs à eau ordinaire sous pression : fin 2012.

Pays	Nombre de réacteurs	Pays	Nombre de réacteurs
Monde	273	Suède	3
Etats-Unis	69	Suisse	3
France	58	Bulgarie	2
Japon	24	Finlande	2
Corée du Sud	19	Pakistan	2
Russie	17	Taiwan	2
Ukraine	15	Afrique du Sud	2
Chine	14	Brésil	2
Allemagne	7	Arménie	1
Belgique	7	Royaume Uni	1
Espagne	6	Slovénie	1
Rép.Tchèque	6	Pays-Bas	1
Hongrie	4	Iran	1
Slovaquie	4		

Source : Elecnuc, Les centrales nucléaires dans le monde, CEA

Dans l'ex URSS et les pays de l'Europe de l'Est, les réacteurs de ce type (au nombre de 50 fin 2012) sont dénommés WWER ou 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 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, fin 2012, 84 réacteurs de ce type développent une puissance de 78 079 MWe nets.

Réacteurs RBMK (Reactor Bolchoï Mochnastie Kipiachie) : 15 réacteurs de ce type dans l'ex URSS (puissance : 10 219 MWe). Le réacteur de Tchernobyl qui a explosé le 25 avril 1986 était de ce type.

Le combustible est UO₂ 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 : fin 2012.

	Nombre d'unités	VVER	RBMK, GLWR	Neutrons rapides	Puissance (MWe)	Production 2013 (TWh)	Part nucléaire production d'élec
	33	17	15	1	23 643	161,8	17,5 %
	15	15			13 107	78,2	43,6 %
	2	2			1 906	13,3	30,7 %
	4	4			1 816	14,6	51,7 %
que	6	6			3 804	29,0	35,9 %
	4	4			1 889	14,5	50,7 %
	1	1			375	2,2	29,2 %

Source : Elecnuc, Les centrales nucléaires dans le monde, CEA

Surgénérateurs ou réacteurs à neutrons rapides : voir le chapitre [sodium](#).

Énergie électrique d'origine nucléaire : en octobre 2014. (TWh = 10¹² Wh).

	Nombre d'unités		Puissance (GWe nets)		Production TWh nets en 2013	Part nucléaire dans product. électrique
	service	construct.	installée	construct.		
Monde	439	71	376	75	2 359	11 %
U. européenne	131	4	122	4	833	~ 35 %
États-Unis	100	5	99	6	790	19,4 %
France	58	1	63	2	406	73,3 %
Japon	48	3	43	3	14	1,7 %
Russie	33	10	24	9	162	17,5 %
Corée du Sud	23	5	21	7	132	27,6 %
Allemagne	9	0	12	0	92	15,4 %
Canada	19	0	14	0	94	16,0 %

Ukraine	15	0	13	0	78	43,6 %
Chine	21	27	27	30	105	2,1 %
Suède	10	0	9	0	64	42,7 %
Espagne	7	0	7	0	54	19,7 %
Royaume Uni	16	0	10	0	64	18,3 %
Inde	21	5	6	4	30	3,4 %

Source : World Nuclear Association

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}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 :

En 2005, dans le monde, la production cumulée de combustibles irradiés, non retraités, est d'environ 120 000 t de métaux lourds irradiés (ML_i). Chaque année s'y ajoutent 6 500 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 selon un cycle dit « ouvert », 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. La Finlande et les Etats-Unis ont également opté pour un cycle ouvert.

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".

Divers pays (France, Royaume-Uni, Russie et Japon) ont opté pour le retraitement des combustibles irradiés selon un cycle dit « fermé ». 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 (6 500 t/an dans le monde). 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 Areva à l'usine de La Hague (50) : il consiste à dissoudre chimiquement (par [HNO₃](#)) 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⁻¹) et le plutonium (2,5 à 3 g.L⁻¹) 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 PuO₂.
- 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, depuis 2000, utilise un compactage, qui permet de diviser par quatre le volume des coques et embouts. Les galettes ainsi obtenues sont mises dans un conteneur.

- 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 béta, 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.

Situation française :

L'usine UP1 de Marcoule (30) est en cours de démantèlement depuis sa fermeture 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. Depuis fin 1990, cette usine ne retraite plus les combustibles UNGG. Sa capacité a été doublée en 1994 pour atteindre 800 t/an.

L'usine UP3 de 800 t/an de capacité a démarré en août 1990 et retraite les combustibles étrangers de 30 centrales nucléaires (allemandes, japonaises, belges, suisses, néerlandaises).

En 2013, les usines UP2 et UP3 ont traité 1 172 t de combustibles.

Dans les usines de La Hague, les consommations ont été de 5 690 m³ de solutions de HNO₃ à 13,6 moles/L et de 6 370 m³ 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. Cependant, une fuite de liquides radioactifs fut repérée en avril 2005 à Thorp. L'usine est depuis fermée et son avenir est incertain.

- Au Japon, l'usine pilote de Torai-Mura (90 t/an), exploitée par PNC, a traité au total 892 t, fin 1996. En 2007, a démarré une unité de 800 t/an (usine sœur de celle de La Hague), exploitée par Japan Nuclear Fuel limited (JNFL) à Rokkasho-Mura dans la péninsule de Shimokita. Elle a traité 120 t en 2008.

- En Russie, les combustibles de la filière VVER-440 sont traités (400 t/an de capacité) à l'usine de Tchelyabinsk par FAAE. 100 t ont été traitées en 2008. Les combustibles de la filière VVER-1 000 doivent être traités dans l'usine de Krasnoïarsk, encore inachevée.

[Diaporama sur le retraitement des combustibles nucléaires](#)

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 m³/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 m³ 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 de déchets compactés sont de 0,32 m³/t d'U.
- 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 m³/t d'U) dans le cas d'un stockage direct (cas de la Suède), soit par les déchets (0,13 m³/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 m³/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 (remplacée par les articles L.542-1 à L.542-14 du nouveau code de l'environnement), 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. Sur les 3 laboratoires initialement envisagés dans des couches argileuses à Bure (55) et Marcoule (30) et granitiques à La Chapelle-Bâton (86), seul celui de Bure a été construit.
- L'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée, en surface, de ces déchets.

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 m³ 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 m³ (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.