

## LE CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

### 1. INTRODUCTION

Le combustible utilisé dans les réacteurs à eau pressurisée (REP) est de l'uranium légèrement enrichi en  $^{235}\text{U}$  (3 à 5 %) alors que l'uranium naturel n'en contient que 0,7 %. A la sortie du REP, l'uranium irradié est encore enrichi à 1 %, ce qui justifie de le réutiliser, et il comporte du plutonium à 1 % en masse, qui est lui aussi fissile et peut être utilisé comme combustible. L'ensemble de ces opérations complexes incluant des transformations neutroniques, physiques et chimiques, constitue ce qu'on appelle le cycle du combustible.

Il comprend donc :

- l'amont : depuis la mine jusqu'à la mise en réacteur
- l'irradiation en réacteur (voir article "Les réacteurs nucléaires")
- l'aval : depuis la sortie du réacteur après irradiation jusqu'au recyclage (voir [fiche GAENA N°7](#)), y compris le traitement des déchets fortement irradiés

Les transports nécessités par cette industrie sont régis suivant les règlements internationaux édictés par l'Agence Internationale pour l'Énergie Atomique (AIEA) (voir [fiche GAENA N°8](#)). La présente fiche présente une synthèse de ces différentes étapes.

### 2. PROSPECTION ET EXPLOITATION DU GISEMENT

Cette étape démarre par la recherche de gisements d'uranium et l'exploitation de ces gisements.

L'uranium est un élément peu abondant dans l'écorce terrestre qui en contient environ 2 à 4 grammes par tonne. On trouve des gisements d'uranium presque partout dans le monde, mais seuls sont exploités les gisements dont la teneur en uranium est suffisamment élevée pour que l'exploitation soit rentable.

On estime actuellement que sont rentables des gisements à des teneurs supérieures à 1 kg par tonne de roche. La teneur moyenne des gisements exploités est de 4 kg par tonne, certains gisements au nord Canada peuvent atteindre des valeurs exceptionnelles > 200 kg par tonne. Les principales ressources sont situées aux U.S.A., au Canada, en Australie, en Afrique du Sud, au Kazakhstan.

Les réserves mondiales (ressources connues et estimées) s'élèvent à près de 17 millions de tonnes. Les besoins actuels en France avec la capacité nucléaire installée sont voisins de 8.000 tonnes/an.

Chaque fois que cela est possible, l'exploitation se fait à ciel ouvert, en carrière, autrement en filons souterrains.

### 3. LA CONCENTRATION

Les minerais extraits sont trop pauvres en uranium pour être transportés tels quels à l'usine d'extraction. On procède à une pré-concentration sur place.

Pour obtenir 1 tonne d'uranium naturel il faut extraire en moyenne 1000 tonnes de minerai et remuer plusieurs milliers de tonnes de stériles.



**Extraction d'uranium au Kazakhstan**

La concentration comprend 2 opérations principales :

- une opération mécanique (concassage, broyage de minerai)
- une opération chimique qui permet d'aboutir à un concentré contenant 75 % d'uranium ( $U_3O_8$ ) appelé « yellow cake » car c'est un solide de couleur jaune.

#### 4. LA CONVERSION EN $UF_6$

Cet uranate est transporté vers les usines de conversion. L'opération de conversion a deux buts :

- éliminer toutes les impuretés absorbant les neutrons
- transformer le concentré en uranium métal, uranium oxyde ou en hexafluorure d'uranium ( $UF_6$ ) suivant l'usage qu'on veut en faire.

Ces opérations sont toutes des opérations chimiques.

Pour son utilisation dans les réacteurs à eau pressurisée, il est nécessaire d'utiliser de l'uranium légèrement enrichi en  $^{235}U$  (de 3 à 5 % au lieu de 0,7 %). On utilise l' $UF_6$  pour procéder à l'enrichissement.



Banc de "yellow cake"

#### 5. L'ENRICHISSEMENT

Le procédé utilisé historiquement pour l'enrichissement est la diffusion gazeuse. Le principe de la diffusion gazeuse s'appuie sur le fait que la diffusion des molécules de gaz à travers une paroi poreuse est d'autant plus rapide que la masse de ces molécules est faible.

On fait passer l' $UF_6$  qui est un gaz à 56°C à travers une multitude de parois poreuses (dont les porosités sont inférieures à 0,2 micron) à la sortie desquelles l' $UF_6$  s'enrichit petit à petit en  $^{235}U$  (qui est moins lourd que  $^{238}U$ ). Pour obtenir la teneur en  $^{235}U$  souhaitée, il faut renouveler cette opération en utilisant des milliers de parois poreuses successives qu'on appelle étages.

L'ultracentrifugation permet d'obtenir le même résultat avec une consommation 50 fois moindre d'énergie (voir Article "Arrêt de l'usine EURODIF : la fin de l'enrichissement de l'uranium par diffusion gazeuse"). À la fin de l'opération on obtient un uranium enrichi en  $^{235}U$  à la composition souhaitée (par exemple 3,5 %) et de l'uranium appauvri en  $^{235}U$  (par exemple à 0,2 %).

#### 6. LA CONVERSION EN OXYDE D'URANIUM ET LA FABRICATION DES PASTILLES

Le procédé par voie sèche utilisé à Romans consiste à faire réagir de l' $UF_6$  gazeux avec de la vapeur d'eau, pour produire une poudre d' $UO_2$  de qualité frittée, dans un four tournant.

L' $UF_6$  enrichi sortant de l'usine d'enrichissement est défluoré et converti en poudre d'oxyde d'uranium dans des fours tournants, par réaction de l' $UF_6$  gazeux avec de la vapeur d'eau. Ce procédé par voie sèche est un rare exemple de réaction où deux gaz produisent un solide. Cette poudre doit répondre à des critères exigeants en matière de rapport O/U et de frittabilité.

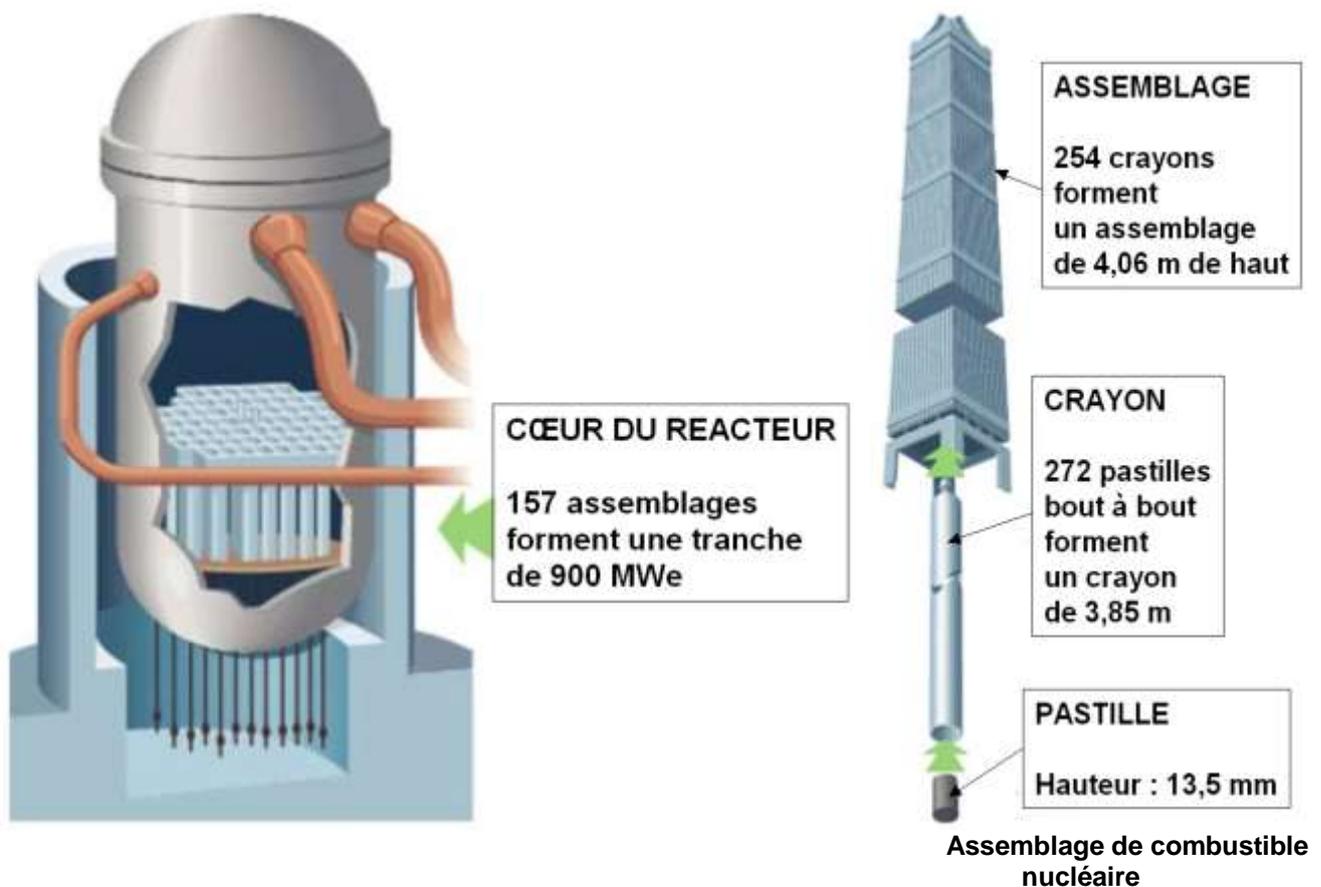
La poudre d' $UO_2$  est comprimée sous forme de pastilles cylindriques qui sont ensuite cuites sous atmosphère réductrice en four à défilement, comme des céramiques industrielles. Les pastilles, de densité élevée en oxyde d'uranium, voisine de 10, ont typiquement un diamètre 8,2 mm et une hauteur 13,5 mm pour les réacteurs à eau pressurisée.

## 7. LA FABRICATION DES ÉLÉMENTS COMBUSTIBLES

À noter que l' $UO_2$  est un matériau réfractaire qui fond à 2800 °C et permet donc des énergies spécifiques très élevées.

Dans le réacteur, l'énergie fournie par le combustible (l'oxyde d'uranium) est évacuée par un fluide de refroidissement (dans les REP, de l'eau pressurisée à 150 bars). Le combustible doit être conditionné de manière à assurer correctement un double objectif : l'échange de chaleur avec le fluide caloporteur, et l'étanchéité pour ne pas polluer le circuit primaire en produits radioactifs.

Les pastilles d' $UO_2$ , une fois rectifiées, sont introduites dans de longs tubes en alliage de zirconium (zircaloy) ; ces tubes de combustible, appelés crayons, sont soudés hermétiquement par bombardement électronique sous vide, puis remplis d'hélium sous pression de 25 bars pour faciliter l'échange de chaleur. Un crayon d'une longueur de 3,8 m contient près de 300 pastilles d' $UO_2$ . Le choix du zircaloy est lié à sa transparence aux neutrons et à son excellente tenue à la corrosion à 350 °C par l'eau de refroidissement.



La gaine des crayons combustibles assure l'étanchéité entre le combustible et le circuit primaire. Constituant la première barrière de sûreté entre les produits radioactifs et l'environnement, elle doit résister à de fortes contraintes thermiques et mécaniques, tout au long de l'irradiation en réacteur. Les crayons sont groupés en faisceaux de 264, maintenus par un squelette qui constitue un assemblage.

L'assemblage (ou « élément combustible ») est l'unité que l'on charge et que l'on décharge dans les réacteurs.

À titre d'exemple, un réacteur de puissance de 900 MWe contient 157 assemblages (193 pour 1300 MWe et 205 pour 1450 MWe). La puissance maximum par unité de longueur de crayon est de 78 W/cm correspondant à une puissance sortant de cet assemblage égale 7,8 MW.

La température maximum de l' $UO_2$  est de 1900°C et la température maximum des tubes est de 350 °C.

Le squelette de l'assemblage est formé de 24 tubes réunis par une pièce inférieure qui sert de pied et une pièce supérieure qui permet la manipulation de l'assemblage. Les tubes guides sont soudés à 8 grilles carrées successives comprenant 17 sur 17 cases. Chaque crayon occupe 1 case et est maintenu à l'intérieur de la case par des bossettes ou des ressorts qui maintiennent l'écartement des crayons et permettent le passage de l'eau de refroidissement. A l'intérieur des tubes guides coulisse une grappe de commande du réacteur ou est placée une grappe fixe de crayons absorbants.

Le parc des 58 réacteurs électronucléaire français, de capacité 63,2 GWe, requiert la fabrication annuelle de 2500 assemblages, les éléments combustibles restant 3 ou 4 ans dans le réacteur, suivant le type de réacteur, avec des déchargements annuels de cœur de réacteur par tiers ou par quart. Les combustibles sont fabriqués dans des usines spécialisées à ROMANS en France et à DESSEL en Belgique.

## 8. LE TRANSPORT

Les assemblages neufs (non irradiés) sont transportés des usines de fabrication vers les centrales suivant des normes de sécurité très strictes.

## 9. LE SÉJOUR DANS LE REACTEUR

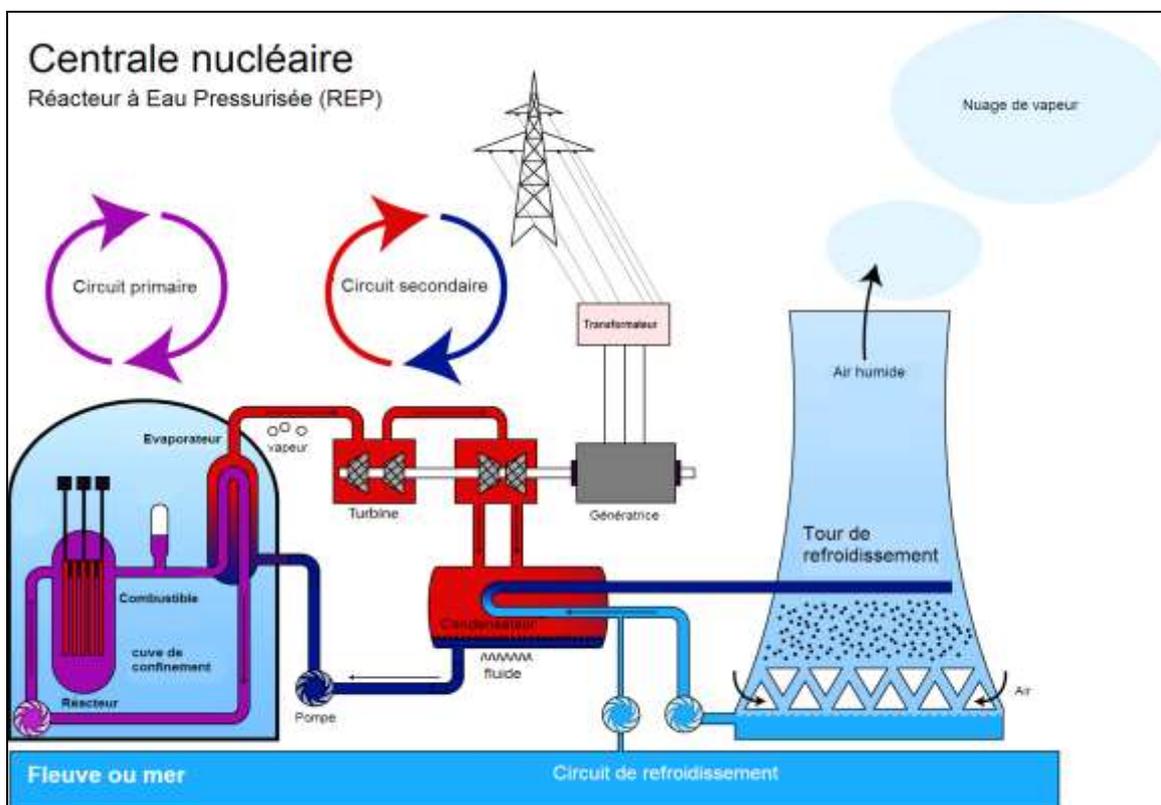
Durant son séjour dans le réacteur, le combustible fournit la chaleur nécessaire à la production d'électricité et subit un grand nombre de transformations :

- diminution de la teneur en  $^{235}\text{U}$  par fission, et production de  $^{239}\text{Pu}$  par capture de neutrons par  $^{238}\text{U}$  (ce plutonium qui est fissile participe à la production d'énergie)
- production de produits de fission (issus de la fragmentation des noyaux d'uranium fissile) et de transuraniens<sup>1</sup> (issus de la transformation des noyaux d'uranium non fissiles) de longue durée de vie, que l'on appelle déchets car non utilisables ; ils représentent environ 3 % de la masse de combustible initial.

Lorsque le combustible utilisé est retiré du réacteur, il contient encore une proportion de matières énergétiques qui peuvent être recyclées pour être utilisées : 1 % de  $^{235}\text{U}$  (au lieu de 3,5 % initialement, mais cependant supérieur au taux naturel de 0,7 %), 1% de  $^{239}\text{Pu}$ , 95 % de  $^{238}\text{U}$ .

Le plutonium est fissile et possède des propriétés énergétiques importantes : 1 g de Pu équivaut à 100 g d'uranium ou à 1 tonne de pétrole.

L'opération de traitement du combustible utilisé en vue de la séparation des matières valorisables par recyclage, et des déchets à gérer, est aussi appelé « retraitement ».



<sup>1</sup> Il s'agit de l'américium, du neptunium, et du curium, appelés aussi « actinides mineurs » (AM).

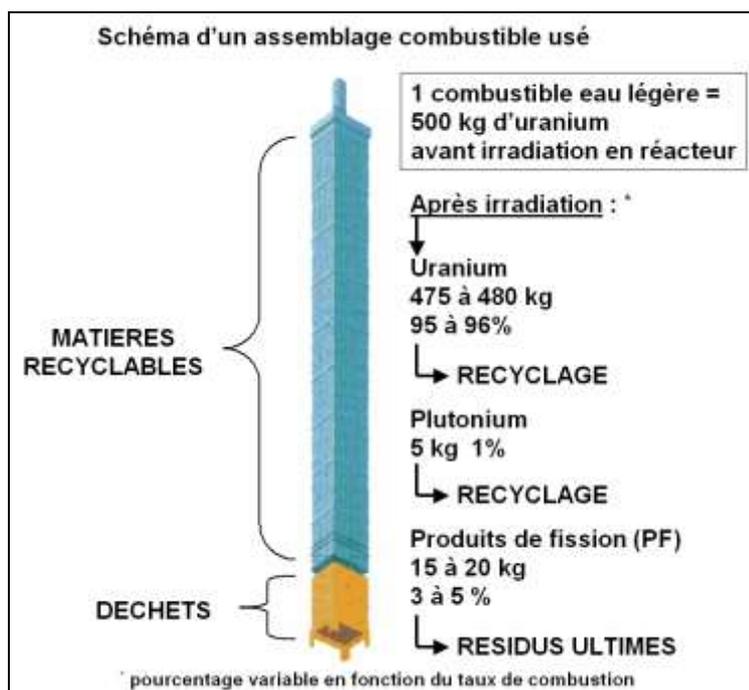
## 10. LE RETRAITEMENT

Le retraitement consiste à séparer les différents composants du combustible utilisé en :

- matières valorisables : uranium et plutonium
- déchets que l'on stocke, après les avoir isolés afin de réduire leur volume, et conditionnés dans des colis présentant des garanties de sûreté vis-à-vis de l'environnement pendant leur stockage de longue durée.

Cette solution, qui permet de gérer le combustible suivant les principes du développement durable, est celle qui a été choisie par la France.

Cette opération se fait en France dans l'usine AREVA-NC de LA HAGUE. Les éléments combustibles sortis des réacteurs sont transportés dans des emballages en acier, aussi appelés châteaux de transport.



Ce sont des enceintes de près de 100 tonnes conçues pour transporter 12 assemblages compte tenu de leur énergie résiduelle (près de 100 kW) et de l'activité contenue.

Elles doivent répondre à des normes extrêmement sévères et résister en particulier aux accidents susceptibles d'être rencontrés en cours de transport par rail, route ou mer (voir [fiche GAENA N°8](#)).

Le transport est effectué après entreposage intermédiaire (d'une durée d'une année) des combustibles dans des piscines situées sur le site des centrales nucléaires, de manière à diminuer leur énergie résiduelle et leur radioactivité.

Les opérations de retraitement sont, dans l'ordre successif :

- le cisailage des assemblages en petits morceaux de quelques centimètres
- la dissolution chimique qui permet de séparer l'uranium, le plutonium, les produits de fission et les transuraniens
- la séparation et la concentration des produits de fission et des transuraniens
- la séparation de l'uranium et du plutonium.

Pour être réutilisé, l'uranium de retraitement (URT) doit être ré-enrichi. Cet enrichissement se fait dans des centrifugeuses pour limiter l'impact de la contamination par les isotopes irradiants de l'uranium ; jusqu'à présent, l'enrichissement était réalisé en Russie, mais désormais il pourra se faire dans la nouvelle usine Georges Besse 2 du Tricastin.

L'uranium de retraitement ré-enrichi et le plutonium sont utilisés pour faire de nouveaux combustibles, bouclant ainsi ce qu'on appelle le cycle du combustible. L'Usine de LA HAGUE a procédé au retraitement de plus de 15.000 tonnes de combustible depuis son démarrage en 1990 (la capacité de l'usine est de 1600 tonnes par an).

Pour un REP 900 avec déchargement annuel par 1/3 de cœur, on extrait chaque année 19 tonnes d'uranium à 1% de <sup>235</sup>U, 200 kg de Pu et 600 kg de produits de fission.

Le recyclage du plutonium se fait en utilisant des combustibles contenant un mélange d'oxydes de Pu (5 à 7 %) et d'UO<sub>2</sub> appauvri provenant de l'usine d'enrichissement (0,2 % de <sup>235</sup>U). La fabrication des crayons et des assemblages est identique à celle pratiquée pour la fabrication des assemblages à UO<sub>2</sub> enrichi à 3,5 %. Ces combustibles sont appelés MOX.

Actuellement, les recharges des REP 900 comprennent 30 % de MOX ; les réacteurs EPR sont prévus pour pouvoir être moxés à 50 % (100 % après modifications).

## 11. LA PRODUCTION DES DÉCHETS ET LEUR STOCKAGE

À l'issue du retraitement, un certain nombre de matières, non recyclables ni valorisables, sont classées comme déchets : les produits de fission et les transuraniens (déchets de haute activité), les matériaux de structure du combustible (déchets de moyenne à vie longue), ainsi que les déchets de procédé (faible activité pour la plupart) (voir [fiche GAENA N°3](#)).

Ces déchets radioactifs ont une durée de vie qui va de quelques jours à plusieurs millions d'années.

Les déchets de retraitement de faible activité à vie courte sont stockés après conditionnement en tumulus ou en tranchées par l'Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) dont le site en exploitation depuis 1992 est situé dans l'Aube. Ce centre permet de recevoir pendant 50 ans l'ensemble des déchets de ce type produits en France.

Les produits de fission et les transuraniens sont concentrés et stockés provisoirement sous forme liquide dans des cuves réfrigérées en acier inoxydable. Quelques années après, quand ils ont perdu une grande partie de leur radioactivité, ces produits sont calcinés et transformés en blocs de verre par ajout de silice puis sont ensuite coulés dans des conteneurs étanches en acier inoxydable, selon le procédé de vitrification mis au point au CEA-Marcoule, en vue d'un stockage définitif en site profond dans des galeries géologiquement stables. En 2013 a lieu le débat public pour la création du site Cigéo (voir [www.cigeo.com](http://www.cigeo.com)).

La vitrification des produits de fission contenus dans une tonne de combustible représente environ 0,1 m<sup>3</sup> de verre. C'est ainsi que pour une centrale de 900 MWe, le volume de déchets de haute activité conditionnés après vitrification est de 4 m<sup>3</sup> par année de fonctionnement.

Le réacteur ASTRID, démonstrateur de réacteurs à neutrons rapides de 4<sup>ème</sup> génération (voir [fiche GAENA N°22](#)) sera conçu pour permettre l'étude de la transmutation des actinides mineurs, comme prévu par la loi sur les déchets radioactifs de 2006. En séparant, outre le plutonium comme on le fait déjà, mais aussi les actinides mineurs, on ramènerait le niveau des déchets de haute activité à une durée de vie de 300 ans, au lieu des 20.000 ans actuels nécessaires pour atteindre le niveau de radiotoxicité de l'uranium naturel.

## 12. LE TRANSPORT DES MATIÈRES DU CYCLE DU COMBUSTIBLE

De nombreuses matières sont élaborées au cours du cycle du combustible ; ces matières, depuis le minerai jusqu'aux éléments combustibles MOX et aux déchets ultimes, sont développées dans des sites et usines multiples, notamment : la mine, l'usine de conversion, l'usine d'enrichissement, l'usine de fabrication de combustibles, les centrales nucléaires, l'usine de retraitement, l'usine de fabrication des combustibles recyclés, les différents sites de stockage des déchets.

Il en découle que ces matières font l'objet de transports (voir [fiche GAENA N°8](#)). En tant que combustible nucléaire, ils sont au nombre d'environ 640 par an (300 pour le combustible neuf, 250 pour le combustible irradié, 30 pour le combustible MOX et 60 pour la poudre d'oxyde de plutonium). Ce nombre est à comparer aux 900 000 colis de matières radioactives qui sont transportés tous les ans, et dont 85 % ne concernent pas le cycle du combustible nucléaire : ce sont des matières à usage médical, pharmaceutique ou industriel.