

# HAUT COMITE POUR LA TRANSPARENCE ET L'INFORMATION SUR LA SECURITE NUCLEAIRE

**Avis sur la transparence de la gestion  
des matières et des déchets  
nucléaires produits aux différents  
stades du cycle du combustible**

Le 12 juillet 2010

Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire  
C/O DGPR – La Grande Arche – 92055 La Défense Cedex  
Tel : 01 40 81 89 75 / Fax : 01 40 81 20 85 / courriel : [hctisn@gmail.com](mailto:hctisn@gmail.com) / [www.hctisn.fr](http://www.hctisn.fr)



## **Table des matières**

<b>SYNTHESE.....</b>	<b>4</b>
<b>COMMENTAIRE .....</b>	<b>8</b>
<b>I INTRODUCTION.....</b>	<b>9</b>
<b>I.1 RAPPEL DES TERMES DES SAISINES DU MINISTRE D'ETAT ET DE L'OPECST.....</b>	<b>9</b>
<b>I.2 LES INTERROGATIONS SOULEVEES PAR LE DEBAT .....</b>	<b>9</b>
<b>II PRESENTATION DETAILLEE DU CYCLE DU COMBUSTIBLE .....</b>	<b>11</b>
<b>II.1 PRESENTATION GENERALE.....</b>	<b>11</b>
<b>II.2 PRESENTATION DE L'URANIUM ET DE SES DIFFERENTES FORMES.....</b>	<b>15</b>
II.2.1 L'URANIUM NATUREL .....	16
II.2.2 LES DIFFERENTES FORMES DE L'URANIUM DANS LE CYCLE DU COMBUSTIBLE .....	17
II.2.3 LES AUTRES RADIONUCLEIDES DU CYCLE .....	19
II.2.3.1 Le plutonium .....	19
II.2.3.2 Les actinides mineurs .....	20
II.2.3.3 Les produits de fission.....	20
<b>II.3 LES ETAPES DU CYCLE.....</b>	<b>21</b>
II.3.1 L'AMONT DU CYCLE.....	21
II.3.1.1 L'extraction de l'uranium .....	21
II.3.1.2 La conversion et l'enrichissement de l'uranium .....	21
II.3.1.3 La fabrication du combustible.....	22
II.3.1.4 Le « cœur » du cycle : l'irradiation en réacteur.....	23
II.3.2 L'AVAL DU CYCLE .....	24
II.3.2.1 Le traitement du combustible utilisé.....	24
II.3.2.2 Le recyclage .....	24
II.3.2.2.1 Le recyclage de l'uranium issu du traitement des combustibles usés (URT).....	24
II.3.2.2.2 Le recyclage du plutonium .....	26
II.3.2.2.3 Des matières valorisables et valorisées .....	28
II.3.2.2.4 La gestion des déchets ultimes .....	28
<b>II.4 ZOOM SUR L'URANIUM APPAUVRI ISSU DU PROCEDE D'ENRICHISSEMENT .....</b>	<b>30</b>
II.4.1 L'ENRICHISSEMENT : LE RESULTAT D'UNE OPTIMISATION ECONOMIQUE PERMANENTE ENTRE LE COURS DE L'URANIUM ET LE COUT DE L'ENRICHISSEMENT .....	30
II.4.2 LA VALORISATION DE L'URANIUM APPAUVRI ET SES PERSPECTIVES.....	31
II.4.3 UN ENTREPOSAGE SOUS FORME D'UF <sub>6</sub> APPAUVRI OU D'OXYDES D'URANIUM.....	33
II.4.4 INVENTAIRE DE L'URANIUM APPAUVRI DETENU PAR AREVA : .....	33
<b>II.5 CONDITIONS D'ENTREPOSAGE DE L'URANIUM APPAUVRI ET DE L'URANIUM DE RECYCLAGE   ISSU DU TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES USES .....</b>	<b>34</b>
<b>III UN APPROVISIONNEMENT INTERNATIONAL DANS UN CONTEXTE DE CONCURRENCE ET DE BESOIN DE SECURISATION .....</b>	<b>36</b>
<b>III.1 L'APPROVISIONNEMENT EN URANIUM NATUREL SE FAIT EXCLUSIVEMENT A   L'INTERNATIONAL .....</b>	<b>36</b>
<b>III.2 LA SECURISATION DE LA FABRICATION DU COMBUSTIBLE NECESSITE UNE DIVERSIFICATION   DES FOURNISSEURS .....</b>	<b>37</b>
<b>III.3 LES FLUX DE MATIERE .....</b>	<b>38</b>

III.3.1	EXEMPLE DES FLUX GENERES PAR L'APPROVISIONNEMENT DU PARC FRANÇAIS .....	38
III.3.2	ZOOM SUR LA RUSSIE .....	39
<b>III.4</b>	<b>LES CONTROLES ASSOCIES AUX MOUVEMENTS INTERNATIONAUX DE MATIERES</b>	
	<b>RADIOACTIVES .....</b>	<b>41</b>
<b>III.5</b>	<b>LES CONDITIONS DES TRANSPORTS.....</b>	<b>42</b>
III.5.1.1	Nature des transports entre la France et la Russie.....	42
III.5.1.2	Elaboration et objectifs de la réglementation.....	43
III.5.1.3	Organisation du contrôle des transports.....	43
<b>IV</b>	<b><u>LES DECHETS RADIOACTIFS ET MATIERES VALORISABLES : DEFINITIONS ET</u></b>	
	<b><u>METHODOLOGIES DE CLASSIFICATION.....</u></b>	<b>45</b>
<b>IV.1</b>	<b>DECHETS RADIOACTIFS ET MATIERES VALORISABLES.....</b>	<b>45</b>
IV.1.1	RAPPEL DES TERMES DE LA LOI DE PROGRAMME N°2006-739 DU 28 JUI 2006 RELATIVE A LA GESTION DES MATIERES ET DECHETS RADIOACTIFS.....	45
IV.1.2	LES MECANISMES DE CLASSIFICATION DES DECHETS ET DES MATIERES .....	45
<b>IV.2</b>	<b>PANORAMA DES CONTEXTES REGLEMENTAIRES EXISTANTS AVEC LES PAYS AVEC LEQUEL</b>	
	<b>DES ECHANGES ONT LIEU POUR L'ENRICHISSEMENT.....</b>	<b>47</b>
IV.2.1	LA CONVENTION COMMUNE .....	47
IV.2.2	LE PROJET DE DIRECTIVE EUROPEENNE SUR LA GESTION DURABLE DES COMBUSTIBLES USES ET DES DECHETS RADIOACTIFS .....	48
IV.2.3	CADRE LEGISLATIF ET REGLEMENTAIRE DES AUTRES PAYS ENRICHISSEURS .....	49
<b>V</b>	<b><u>LA TRANSPARENCE DU CYCLE : ETAT DES LIEUX ET PERSPECTIVES EN</u></b>	
	<b><u>MATIERE D'INFORMATION ?.....</u></b>	<b>50</b>
	<b><u>GLOSSAIRE.....</u></b>	<b>54</b>
	<b><u>TABLE DES ILLUSTRATIONS .....</u></b>	<b>56</b>
	<b><u>ANNEXES.....</u></b>	<b>57</b>

## Synthèse

Le Haut comité a été saisi par le ministre d'Etat, ministre de l'Ecologie, de l'Energie, du Développement durable et de la Mer, et par le Président de l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques pour procéder à l'examen de la question des échanges internationaux liés au traitement de l'uranium et recueillir son avis sur la transparence de la gestion des matières et des déchets radioactifs produits aux différents stades du cycle du combustible.

Le Haut comité a également été invité à formuler des propositions, le cas échéant, sur l'amélioration de la transparence dans ce domaine et sur la qualité de l'information apportée aux citoyens.

### Les termes du débat...

Le récent débat portant sur la gestion de certaines matières comme l'uranium de recyclage issu du traitement des combustibles usés et l'uranium appauvri pose clairement les questions suivantes :

- L'uranium de retraitement (uranium de recyclage) et l'uranium appauvri sont-ils des déchets radioactifs ?
- Envoyons-nous des déchets radioactifs en Russie ?
- Le recours à la Russie pour l'enrichissement de l'uranium a-t-il un caractère secret ?
- Les informations diffusées par les acteurs du nucléaire correspondent-elles aux informations attendues par les citoyens ?

### Une analyse détaillée du cycle du combustible et des exportations / importations de matières radioactives...

Afin de répondre aux saisines et aux questions soulevées, le Haut comité (après avoir auditionné les exploitants nucléaires et les administrations concernées, et visité des installations d'enrichissement en France et en Grande-Bretagne) a procédé à une **analyse détaillée des flux de matières et de déchets produits aux différents stades du cycle du combustible, et des stocks de « matières » (valorisables)** détenus par les acteurs de la filière nucléaire. Le § II.I offre une vision synthétique qui permet de constater que<sup>1</sup> :

- il faut, chaque année, de l'ordre de 8 000 tonnes d'uranium naturel pour fabriquer la quantité de combustible nécessaire au fonctionnement des centrales françaises qui consomment environ 1 200 tonnes de combustible nucléaire ;
- le combustible nucléaire est pour l'essentiel fabriqué à partir d'uranium naturel enrichi ; cependant, en France, le recyclage des matières issues du traitement des combustibles usés (uranium et, surtout, plutonium<sup>2</sup>) permet une économie d'uranium naturel estimée à 12% ;
- cette économie d'uranium naturel devrait croître à partir de 2010 (pour passer de 12 à 17%<sup>3</sup>) grâce à l'augmentation :
  - du nombre de réacteurs utilisant des combustibles fabriqués à partir d'uranium appauvri et de plutonium (en passant de 20 à 22 réacteurs) ;
  - du nombre de réacteurs utilisant des combustibles fabriqués à partir d'uranium de recyclage (en passant de 2 à 4 réacteurs).

---

<sup>1</sup> Cette synthèse met en exergue les principales données relatives au cycle du combustible. Le § II.I du rapport présente des informations complémentaires qu'il est utile de consulter pour avoir une vision exhaustive et précise du cycle du combustible.

<sup>2</sup> La valorisation du plutonium (associé à de l'uranium appauvri) permet de fabriquer le combustible « MOX ».

<sup>3</sup> Le recyclage de la moitié des matières contenues dans les combustibles usés permet de produire ces 17% de combustibles recyclés (ainsi que de l'uranium appauvri).

- il est produit chaque année, pour les besoins des réacteurs français, de l'ordre de 7 300 tonnes d'uranium appauvri :
  - o une faible partie (de l'ordre de 100 tonnes par an) est réutilisée pour produire du combustible à base de plutonium,
  - o une autre partie peut être utilisée pour produire de l'uranium enrichi, par ré-enrichissement dans les usines actuelles ou à venir<sup>4</sup> ;
  - o l'essentiel est actuellement entreposé en vue de sa réutilisation envisagée dans les réacteurs de quatrième génération<sup>5</sup> ;
- le stock français d'uranium appauvri peut être évalué à 450 000 tonnes en 2040 ; si les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération étaient effectivement mis en service à cette date, ce stock représenterait alors, sur la base des estimations du CEA citées dans le PNGMDR, une ressource abondante pour l'avenir de la production d'énergie par le nucléaire<sup>6</sup> ;
- une fois utilisés, les combustibles fabriqués à partir des matières recyclées (ce qui représente de l'ordre de 140 tonnes par an, et devrait passer à 200 tonnes par an à partir de 2010) sont actuellement entreposés, car il n'est procédé qu'à un seul recyclage de ces matières ; ils constituent un gisement de matières premières, et notamment de plutonium, destinées à être utilisées pour le démarrage des réacteurs de quatrième génération.

***Cette analyse amène le Haut comité à constater qu'une partie des matières issues du cycle du combustible ne font pas aujourd'hui effectivement l'objet d'une valorisation. Elles sont entreposées dans cette éventualité. Il s'agit cependant d'une perspective crédible grâce aux réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération qui pourraient entrer en service à partir de 2040<sup>7</sup> (si les conditions techniques, économiques et politiques restent réunies).***

#### **Le marché de l'Uranium dans un contexte international...**

Le Haut comité a par ailleurs réalisé un état des lieux des pratiques à l'international qui lui a permis de constater une approche homogène au niveau de l'ensemble des Etats qui ont été analysés. Classiquement, la société qui assure l'enrichissement de l'uranium (AREVA, URENCO en Europe, TENEX en Russie, USEC aux USA) reste propriétaire de l'uranium appauvri qui résulte de cette opération. Ainsi, lorsque la société EDF fait enrichir de l'uranium en Russie, la société TENEX conserve l'uranium appauvri. De même lorsque la société AREVA assure de l'enrichissement, que ce soit pour EDF ou pour des clients étrangers, elle devient propriétaire de l'uranium appauvri issu de cette opération.

Par ailleurs, le marché de l'uranium étant un marché international, il est également important de souligner que la diversification des sources participe à la sécurisation de nos approvisionnements.

---

<sup>4</sup> Il en résulte naturellement la production d'uranium encore plus appauvri. Cependant, selon l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), les livraisons d'uranium appauvri ré-enrichi en provenance de Russie auraient représenté de 1999 à 2004 entre 6 à 8% des quantités totales d'uranium naturel livrées à l'Union Européenne pour les besoins de ses réacteurs.

<sup>5</sup> Une réserve suffisante de plutonium est en effet indispensable pour permettre le démarrage des réacteurs de génération IV.

<sup>6</sup> A ce stade, le recyclage des combustibles usés issus de ces réacteurs qui a été démontré sur l'exemple du réacteur Phénix reste un sujet d'étude de faisabilité industrielle.

<sup>7</sup> Avec la Loi du 13 juin 2005 fixant les orientations de la politique énergétique, l'Etat français affirme sa volonté de développer les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération. Cette volonté politique a régulièrement été réaffirmée depuis, comme par exemple lors de l'allocution du 5 janvier 2006 du Président Jacques CHIRAC ou, plus récemment, dans le cadre du « grand emprunt » (cf. la loi n°2010-237 du 9 mars 2010 de finances rectificative pour 2010). A ce stade, **il a été uniquement décidé de développer, en France, un prototype de réacteur pré-industriel qui devrait entrer en fonctionnement au début des années 2020.**

## **L'uranium de retraitement (uranium de recyclage) et l'uranium appauvri sont-ils des déchets radioactifs ?... Envoyons-nous des déchets radioactifs en Russie ?...**

Compte tenu des perspectives de recyclage présentées ci-dessus, et aux termes de la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs, *l'uranium de recyclage et l'uranium appauvri sont aujourd'hui classés comme des matières radioactives valorisables.*

Il faut cependant rappeler que *le classement en tant que matière ou déchet n'est pas définitif*. Cette évaluation est réalisée sur le fondement de l'évolution des technologies et des perspectives de valorisation : de nouvelles technologies peuvent ouvrir la voie à de nouvelles possibilités de valorisation, ou au contraire *une évolution du contexte industriel, politique et /ou technico-économique peut remettre en cause une ré-utilisation jusqu'alors envisagée*<sup>8</sup>.

### **Le recours à la Russie pour l'enrichissement de l'uranium a-t-il un caractère secret ?...**

*En matière d'information du public, le Haut comité a constaté que l'information sur ce sujet n'avait pas de caractère secret, y compris en ce qui concerne l'envoi d'uranium de retraitement en Russie pour fabriquer de l'uranium enrichi.* Bien que l'existence des flux de matières et de déchets produits et des flux de matières importés et exportés n'était pas couverte par le secret, l'importance de ces mouvements et les quantités précises des diverses matières mises en jeu n'étaient pas accessibles avant ce rapport du Haut comité et, pour partie, avant la dernière édition du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR, adressée au Parlement en mars 2010).

### **Les informations diffusées par les acteurs du nucléaire correspondent-elles aux informations attendues par les citoyens ?**

*Le Haut comité observe aussi que les informations et les documents traitant de ces sujets, même s'ils sont librement accessibles au public via internet, sont difficiles d'accès pour le grand public.* Le Haut Comité constate également que certains éléments de communication des exploitants nucléaires ont pu donner lieu à interprétation sur l'existence d'un cycle dans lequel toutes les matières issues du traitement des combustibles usés étaient immédiatement et en totalité recyclées, sans que les limites à un recyclage intégral des matières issues du traitement soient clairement exposées.

### **Vers une amélioration de l'information délivrée au public...**

Face à ces constats, et conscient que l'information destinée au grand public doit être aisément accessible et compréhensible, ce qui conduit souvent à épurer le discours de tout détail technique superflu, le Haut comité considère que l'information adressée au public doit présenter le cycle du combustible de manière suffisamment précise pour faire notamment apparaître :

- les déchets radioactifs ;
- les matières immédiatement valorisées ;
- les matières entreposées en attente de valorisation (en précisant dans ce cas les perspectives de valorisations).

Il recommande en conséquence que les acteurs de la filière nucléaire et les parties intéressées s'assurent de la complétude de l'information délivrée au public sur ces différents points.

---

<sup>8</sup> La gestion de ces matières a été sécurisée en imposant aux détenteurs de matières d'étudier leur gestion dans l'hypothèse où elles deviendraient des déchets en raison du non aboutissement des filières de valorisation aujourd'hui imaginées ou de l'arrêt des filières de valorisation existantes.

En complément, le Haut comité recommande désormais d'utiliser de préférence la notion de « cycle avec traitement des combustibles ».

Le Haut comité recommande enfin que le public soit mieux informé :

- de la distinction établie par la loi française entre matières et déchets radioactifs ;
- des possibilités d'évolution dans le temps du classement qui touche les matières et les déchets radioactifs, en fonction du contexte politique, technologique et économique.

En matière d'information, **le Haut comité tient à souligner à nouveau les avancées de la dernière édition du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs** qui a notamment permis de clarifier les informations sur les déchets et les matières produits aux différents stades du cycle du combustible, ainsi que le rôle important des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération qui devraient permettre effectivement, si ce projet va à son terme, le recyclage de certaines matières dont l'uranium appauvri<sup>9</sup>.

En conséquence, le Haut comité recommande, en premier lieu au Gouvernement et à l'Autorité de sûreté nucléaire, de développer la notoriété du PNGMDR, **véritable outil de référence**, afin qu'il soit plus largement connu par le grand public.

Le Haut comité recommande également que ce document de référence soit complété régulièrement afin de tenir à jour, à l'occasion de chaque révision, l'état des lieux des flux de matières et de déchets et des quantités de matières qui a été établi à l'occasion du présent rapport.

#### Remarques :

*Par définition, cette synthèse ne reflète que partiellement la richesse de l'information contenue dans ce rapport et la diversité des recommandations émises par les membres du Haut comité.*

*Elle aborde les points les plus importants de ce rapport au regard des questions soulevées par le débat récent. Quant aux recommandations, elles sont présentées en détail pages 51 à 53.*

*Enfin, le sujet de ce rapport ne concerne pas les questions de sûreté. Le lecteur intéressé pourra s'informer à ce sujet en consultant par exemple le rapport annuel de l'Autorité de sûreté nucléaire sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France (cf. [www.asn.fr](http://www.asn.fr)), les publications de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (cf. [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)) ainsi que les publications des exploitants concernés (cf. [www.edf.fr](http://www.edf.fr), [www.aveva.com](http://www.aveva.com), [www.cea.fr](http://www.cea.fr),...). Il pourra aussi obtenir d'autres informations auprès de la Commission locale d'information compétente (cf. [www.ancli.fr](http://www.ancli.fr)).*

---

<sup>9</sup> Même si cette filière fait l'objet de développements importants, le Haut comité rappelle que sa mise en œuvre à l'échelle industrielle est un objectif fixé par la loi, mais qui peut à tout moment être remis en cause en fonction du contexte technique, économique et politique (cf. recommandation n°3).

## **Commentaire**

Plusieurs membres du groupe de travail, représentants associatifs et experts non institutionnels, tout en saluant les efforts du Haut Comité pour faire émerger des informations nouvelles, soulignent que les débats n'ont pas permis, à ce stade, d'aboutir à un état des lieux complet et représentatif. Ils appellent à une poursuite du travail du groupe pour parvenir, sur un certain nombre de points faisant en l'état l'objet d'une présentation partielle, à un véritable consensus ou, à défaut, à l'expression claire d'un dissensus. Ces difficultés sont notamment exprimées dans les différentes contributions qu'ils ont versées aux travaux.



# I Introduction

## I.1 Rappel des termes des saisines du ministre d'Etat et de l'OPECST<sup>10</sup>

A la suite du récent débat portant sur la gestion de certaines matières comme l'uranium de recyclage issu du traitement<sup>11</sup> des combustibles usés et l'uranium appauvri, le Ministre d'Etat, ministre de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de la mer, en charge des technologies vertes et des négociations sur le climat et l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques ont saisi le Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire, respectivement le 16 octobre 2009 et le 4 novembre 2009, pour procéder à l'examen de la question des échanges internationaux liés au traitement de l'uranium et recueillir son avis sur la transparence de la gestion des matières et des déchets nucléaires produits aux différents stades du cycle du combustible. Le Haut comité est également invité à formuler des propositions, le cas échéant, sur l'amélioration de la transparence dans ce domaine et sur la qualité de l'information apportée aux citoyens.

A ce stade, il est important de noter que ce rapport n'aborde que le cycle civil de l'uranium. Toutefois, en France, et selon les informations transmises au Haut comité par le Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives, il n'y a aujourd'hui pas d'utilisation de l'uranium appauvri dans le cycle militaire, ni de projet d'en développer tant pour ses propriétés nucléaires que mécaniques.

## I.2 Les interrogations soulevées par le débat

Le récent débat portant sur la gestion de certaines matières comme l'uranium de recyclage issu du traitement des combustibles usés et l'uranium appauvri pose clairement les questions suivantes :

- L'uranium de retraitement (uranium de recyclage) et l'uranium appauvri sont-ils des déchets radioactifs ?
- Envoyons-nous des déchets radioactifs en Russie ?
- Le recours à la Russie pour l'enrichissement de l'uranium a-t-il un caractère secret ?
- Les informations diffusées par les acteurs du nucléaire correspondent-elles aux informations attendues par les citoyens ?
- 

Répondre aux saisines et aux questions soulevées ici impose de présenter de manière détaillée le cycle du combustible tel qu'il existe en France ainsi que les principaux radioéléments<sup>12</sup> et les différentes formes de l'uranium mises en jeu. Les conditions d'entreposage et de transport de l'uranium appauvri et de l'uranium de recyclage issus du traitement des combustibles usés sont également exposées. C'est l'objet de la partie II du rapport.

La troisième partie présente les enjeux liés à l'approvisionnement en uranium et la politique de la France pour sécuriser cet approvisionnement dans un contexte international.

---

<sup>10</sup> Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques

<sup>11</sup> Le terme traitement est utilisé dans ce rapport sachant que le terme retraitement est parfois également utilisé. Par cohérence, l'uranium issu de ces opérations est dénommé « Uranium de Recyclage issu du Traitement des combustibles usés » ou URT.

<sup>12</sup> Un radioélément désigne un élément chimique qui a des isotopes radioactifs. Chaque isotope radioactif est un radionucléide.

Les définitions et principes décisionnels mis en place par la législation française concernant les matières (valorisables) et les déchets radioactifs sont présentés dans la quatrième partie, tout comme le contexte réglementaire des principaux pays avec lesquels des échanges d'uranium ont lieu. Cette partie s'appuie notamment sur le plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) établi en application de la loi de programme du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs.

La cinquième partie est consacrée à la qualité de l'information délivrée aux citoyens. Elle présente un état des lieux avec les difficultés rencontrées, ainsi que les recommandations du Haut comité pour améliorer l'information et la transparence.

## II Présentation détaillée du cycle du combustible

### II.1 Présentation générale

La production d'électricité d'origine nucléaire nécessite l'utilisation d'un combustible qui est soumis à de nombreuses transformations en amont et en aval de l'irradiation dans le réacteur nucléaire. L'ensemble de ces étapes correspond au « cycle du combustible » qui a pour finalité de produire de l'énergie thermique par fission nucléaire dans des réacteurs.

Deux types de gestion du cycle du combustible nucléaire peuvent être mis en œuvre :

- l'un est qualifié de « cycle fermé »
- l'autre qualifié de « cycle ouvert »

Dans le cycle qualifié de « cycle fermé », le combustible utilisé sortant des réacteurs après irradiation subit un traitement dans des usines spécialisées à l'issue duquel sont séparés du plutonium, de l'uranium de recyclage et des déchets ultimes.

Le plutonium et l'uranium récupérés à l'issue de l'étape de traitement peuvent être réutilisés pour la fabrication de combustibles neufs (*voir § II.3.2. L'aval du cycle*). Divers pays ont fait ce choix du cycle dit "fermé" : la France, le Royaume Uni, les Pays-Bas, la Russie, le Japon.

Dans le cycle qualifié de « cycle ouvert », le combustible utilisé ne subit aucun traitement et est dirigé vers des stockages ou entreposages de conception variable selon les pays. Aujourd'hui, la Suède a par exemple fait ce choix.

Dans ce rapport, le Haut comité présente le cycle du combustible des réacteurs du parc français tel qu'il ressort du choix opéré par notre pays.

Dans les réacteurs actuels et dans ceux de la 3<sup>ème</sup> génération (de type EPR)<sup>13</sup>, l'électricité est produite grâce à la chaleur dégagée par la fission nucléaire de certains éléments, principalement l'isotope 235 contenu dans l'uranium naturel<sup>14</sup>. Pour permettre la production d'énergie dans ce type de réacteurs, la concentration de l'uranium 235 contenue dans le combustible doit être portée à une teneur comprise entre 3 et 5% par une opération appelée « enrichissement »<sup>15</sup>.

Le cycle du combustible des réacteurs du parc français est présenté dans le schéma ci-après avec les flux moyens associés pour une production annuelle de 420 TWh<sup>16</sup>.

---

<sup>13</sup> Quatre réacteurs de 3<sup>ème</sup> génération (EPR) sont actuellement en cours de construction en Chine, en Finlande et en France (Flamanville). Un cinquième est en projet en France (Penly).

<sup>14</sup> L'uranium et ses isotopes sont présentés au § II.2.1 *L'uranium naturel*.

<sup>15</sup> Il est à noter que l'isotope 238 participe également à cette production d'énergie par fission directe ou par transformation en plutonium.

<sup>16</sup> Le kilowatt-heure (kWh) est une unité de mesure d'énergie correspondant à l'énergie consommée par un appareil d'une puissance de 1 000 watts (1 kW), par exemple un fer à repasser, pour le faire fonctionner pendant une heure. Elle vaut 3,6 mégajoules (MJ). Un Terawatt heure (TWh) correspond à 1 milliard de kWh.

## Schéma de principe des étapes du cycle du combustible nucléaire

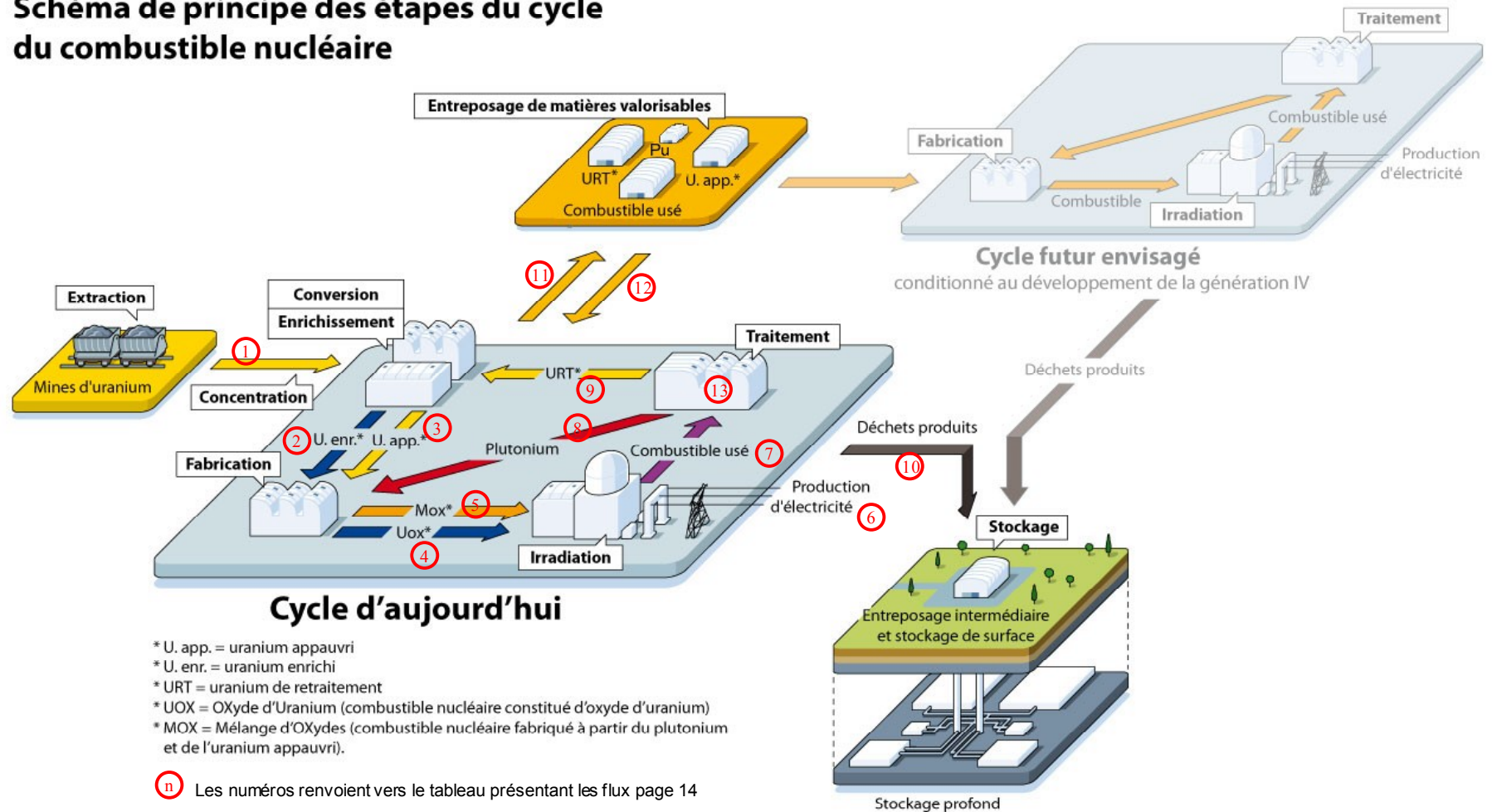


Illustration 1 : Schéma du cycle du combustible – Inspiré de la synthèse du PNGMDR 2010-2012

Ce schéma présente l'ensemble du cycle du combustible. Il illustre le traitement-recyclage d'une partie des matières (uranium et plutonium). Les flux de matières et de déchets entrant et sortant des différentes étapes du cycle du combustible sont présentés dans le tableau ci-dessous<sup>17</sup> (les quantités de matières valorisables stockées seront quant à elles présentées aux § II.3.2.2 *Recyclage* et II.4.4 *Inventaire de l'uranium appauvri détenu par AREVA*).

Ces flux peuvent subir des variations annuelles (par exemple en raison d'opérations de stockage / déstockage ponctuelles). Afin de donner une image aussi représentative que possible de la réalité, il a été décidé de présenter les flux moyens annuels calculés sur les 3 dernières années<sup>18</sup> sur la base d'une production de 420 TWh. Par ailleurs, l'année 2010 va marquer une charnière puisque :

- la consommation de combustible MOX (i.e. fabriqué à base de plutonium issu du traitement du combustible usé) va augmenter pour passer de 20 à 22 réacteurs utilisant ce type de combustibles, et les quantités de combustible usé traité annuellement (à l'usine de La Hague) vont également augmenter<sup>19</sup> ;
- la consommation de combustible URE (i.e fabriqué à base d'uranium issu du traitement des combustibles usés) va doubler pour passer de 2 à 4 réacteurs utilisant ce type de combustible.

---

<sup>17</sup> Les numéros rouges figurant sur le schéma correspondent aux numéros mentionnés dans le tableau entre parenthèses. Les différentes étapes sont détaillées au § II.2.3 *Les étapes du cycle*.

<sup>18</sup> Cette moyenne est uniquement représentative de la dernière période de fonctionnement des centrales qui correspond à un « palier technique ». Les quantités recyclées au cours de cette période sont majorantes par rapport aux pratiques antérieures.

<sup>19</sup> En application du Traité de non prolifération, EDF ne peut pas produire plus de plutonium lors de l'opération de traitement – recyclage des combustibles usés que ce que ses réacteurs peuvent consommer. L'augmentation du nombre de réacteurs autorisés à consommer du plutonium permet donc d'accroître les capacités de retraitement du combustible usé.

*Nota : le tableau ci-dessous présente les quantités et les flux moyens produits aux différents stades du cycle du combustible. Par exemple, la quantité d'uranium naturel introduite dans le cycle est repérée par la puce 1 dans le schéma ci-avant. Elle représente 8100 tonnes sur les années passées et 7600 tonnes à partir de 2010.*

*Par exception, le combustible déchargé (7 : 1170 tonnes) rejoint pour partie le traitement après avoir été entreposé (13 : le flux de traitement était jusqu'alors de 850 tonnes ; il passe à 1050 tonnes à partir de 2010) (11-12 : le flux net d'entreposage de combustible va ainsi passer de 320 tonnes à 120 tonnes à partir de 2010).*

	<b>Flux moyens annuels 2007-2008-2009</b>	<b>A partir de 2010</b>
Uranium naturel (Unat) (1)	8100 t Unat	7600 t Unat
Uranium enrichi (2)	1070t dont 37t URE <sup>20</sup> (cf. (9))	1050t dont 75t URE (cf. (9))
Uranium appauvri (Uapp) (3)	91,5t	109,5 t
Combustibles à l'uranium chargés (4)	1070t dont 37t URE	1050t dont 75t URE
Combustibles MOX chargés (5=8+3)	100 t	120 t
Production (6)	420 TWh	420 TWh
Déchargement (7)	1170 t	1170 t
Plutonium recyclé (8)	8,5t	10,5t
URT <sup>21</sup> (9)	300t URT	600t URT
Déchets engagés (10) (HAVL, MAVL, FMAVC, TFA <sup>22</sup> )	7100 m <sup>3</sup>	7100 m <sup>3</sup>
Flux vers les entreposages : entrées dans les stocks (11)	Uapp = 7330 t Pu : entrée = sortie = 8,5 t Combustible usé : 1170 t <sup>23</sup> URT = 800 t	Uapp = 7330 t Pu : entrée = sortie = 10,5 t Combustible usé : 1170 t <sup>24</sup> URT = 990 t
Flux vers les installations du cycle : sorties des stocks (12)	Pu : sortie = 8,5 t Reprise URT = 300 t Combustible usé = 850 t	Pu : sortie = 10,5 t Reprise URT = 600 t Combustible usé 1050 t
Flux de traitement (13)	850 t	1050 t

*Illustration 2 : Présentation des flux historiques et prévisionnels à partir de 2010  
(avec recyclage de 120 t MOX et 4 tranches URE)  
(en tonnes d'uranium et/ou plutonium métal lourd)*

Le schéma et le tableau associé permettent de constater que l'uranium se présente sous plusieurs formes (uranium naturel, uranium de retraitement, uranium enrichi, uranium appauvri) au cours des différentes étapes du cycle. Les propriétés de ces différentes formes de l'uranium sont présentées au § II.2.2 *Les différentes formes de l'uranium dans le cycle du combustible*. L'uranium appauvri fera l'objet d'un examen particulier.

<sup>20</sup> Combustible URE : combustible fabriqué à base d'uranium issu du traitement des combustibles usés

<sup>21</sup> URT : Uranium issu du traitement des combustibles usés

<sup>22</sup> Haute Activité – Vie longue, Moyenne Activité – Vie Longue, Faible et Moyenne Activité – Vie Courte et Très Faible Activité

<sup>23</sup> dont 137 t de combustibles usés fabriqués à partir d'URT ou de MOX

<sup>24</sup> dont 195 t de combustibles usés fabriqués à partir d'URT ou de MOX

***La réutilisation des matières recyclées en quelques chiffres...***

- En France, le recyclage des matières issues du traitement des combustibles usés (uranium et, surtout, plutonium<sup>25</sup>) **permet une économie d'uranium naturel estimée à 12%**<sup>26</sup> ;
- cette économie d'uranium naturel devrait croître à partir de 2010 pour passer de 12 à 17%<sup>27</sup> ;

## II.2 Présentation de l'uranium et de ses différentes formes

L'uranium possède la particularité d'être le seul élément qui possède à l'état naturel un isotope fissile, l'uranium 235 : sous l'action de neutrons il peut subir des réactions de fission (c'est-à-dire de cassure du noyau) qui s'accompagnent d'un dégagement d'énergie. L'étude et la maîtrise de ces réactions, pouvant se produire en chaîne, a permis de les mettre à profit pour la production de chaleur et donc d'électricité.

Ce sont ces réactions de fission des atomes d'uranium 235 qui sont dans les réacteurs actuels à l'origine de l'essentiel de la production de chaleur, transformée par l'intermédiaire d'échangeurs thermiques en vapeur qui entraîne ensuite les turbines de production d'électricité.

En ordre de grandeur, le combustible produit à partir d'une tonne d'uranium naturel permet de tirer sous forme de chaleur, dans les réacteurs à eau pressurisée environ 10 000 fois plus d'énergie que ce que l'on peut récupérer par combustion d'une tonne de pétrole.

L'uranium 238, qui est l'isotope majoritaire présent dans l'uranium (cf § II.2.1 *L'uranium naturel*), possède également une propriété intéressante au plan énergétique : lorsqu'il capture un neutron, il peut donner naissance, à la suite d'un ensemble de réactions, à du plutonium 239 qui possède lui aussi, comme l'uranium 235, la propriété d'être fissile et donc de pouvoir être utilisé comme source d'énergie<sup>28</sup>. Cette propriété n'est que faiblement exploitable<sup>29</sup> dans les réacteurs actuels, du fait de leur conception.

**Quelles perspectives de valorisation pour l'uranium 238 ?**

La possibilité d'utiliser plus complètement l'uranium 238 pour produire de l'énergie est une caractéristique majeure des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération (cf. § II.4.2 *La valorisation de l'uranium appauvri et ses perspectives*). Des études sont actuellement menées dans de nombreux pays pour le développement de ces réacteurs<sup>30</sup> qui pourraient permettre de mieux valoriser le potentiel de l'uranium, et non uniquement celui de l'Uranium 235. A partir d'une tonne d'uranium naturel, on pourrait produire à l'aide de ces réacteurs jusqu'à environ cent fois plus d'énergie qu'avec un réacteur à eau pressurisée.<sup>31</sup>

<sup>25</sup> La valorisation du plutonium (associé à de l'uranium appauvri) permet de fabriquer le combustible « MOX ».

<sup>26</sup> Cette valeur est obtenue en calculant la quantité de combustible fabriquée à partir de matières recyclées (obtenue en ajoutant les flux repérés (URE dans 2), (3) et (8)), rapportée à la quantité totale de combustible rechargée chaque année dans les réacteurs (2).

<sup>27</sup> Le recyclage de la moitié des combustibles usés permet de produire ces 17% de combustibles recyclés (ainsi que de l'uranium appauvri).

<sup>28</sup> Environ 55 % du plutonium 239 est fissionné lors de sa production en réacteur

<sup>29</sup> Le plutonium et l'uranium 238 participent à hauteur de 43 % de la production d'énergie dans les réacteurs actuels

<sup>30</sup> Avec la Loi du 13 juin 2005 fixant les orientations de la politique énergétique, l'Etat français affirme sa volonté de développer les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération. Cette volonté politique a régulièrement été réaffirmée depuis comme par exemple lors de l'allocution du 5 janvier 2006 du Président Jacques CHIRAC ou, plus récemment, dans le cadre du « grand emprunt » (cf. la loi n°2010-237 du 9 mars 2010 de finances rectificative pour 2010). Il faut cependant noter que, à ce stade, **il a seulement été décidé de développer un prototype de réacteur pré-industriel**. L'annexe 10 présente plus en détail ce projet.

<sup>31</sup> L'OCDE/AEN (Agence pour l'Energie nucléaire) indique en conclusion p138 dans *Trends in the Nuclear Fuel Cycle* (2001) : « Furthermore, the effectiveness of using uranium resources can, in principle, be increased by almost a hundred-fold

### II.2.1 L'uranium naturel

L'uranium est un élément naturel, relativement répandu dans l'écorce terrestre, dont l'extraction s'effectue soit à ciel ouvert, soit dans des galeries souterraines. Des mines d'uranium ont été exploitées en France. Il a été décidé de mettre fin à leur exploitation au début des années 90, pour des raisons d'épuisement ou de rentabilités économiques vu les faibles teneurs résiduelles. Les principaux gisements aujourd'hui exploités sont présentés au § III.1 L'approvisionnement en uranium naturel se fait exclusivement à l'international.

Comme la plupart des minerais, l'uranium n'est pas extrait sous sa forme pure mais dans des roches, combinées à d'autres éléments chimiques.

À l'état pur, l'uranium solide est un métal naturellement radioactif, gris à blanc (voire argenté), qui rappelle la couleur du nickel. Il est dur et très dense. L'uranium est l'atome le plus lourd présent naturellement sur terre.

Dans la nature, l'élément uranium se retrouve toujours en combinaison avec d'autres éléments, tels l'oxygène, l'azote, le soufre, le carbone, sous forme d'oxydes, de nitrates, de sulfates ou de carbonates. Il est très présent dans les composantes géologiques, solides ou liquides de la planète.

L'uranium à son état naturel est composé de 3 isotopes<sup>32</sup> :

- 99,3 % d'uranium 238 (aussi noté <sup>238</sup>U),
- 0,7 % d'uranium 235 (<sup>235</sup>U),
- et de l'uranium 234 (<sup>234</sup>U) à l'état de traces.

L'uranium naturel extrait du minerai (essentiellement composé d'uranium 235 et d'uranium 238 en équilibre avec son descendant, l'uranium 234) a une très faible activité spécifique de l'ordre de 25 Bq/mg<sup>33</sup>.

En amont, la radioactivité d'un minerai d'uranium est naturellement 3 à 7 fois plus importante que la seule radioactivité de l'uranium qu'il contient. En effet, la désintégration des isotopes naturels de l'uranium donne naissance à des produits de filiation radioactifs<sup>34</sup> qui sont toujours trouvés en association avec l'uranium naturel dans les minerais, mais qui sont séparés de l'uranium lors des opérations de préparation du minerai.

Le tableau suivant présente la contribution de chacun des isotopes de l'uranium naturel à son activité massique :

	Masse (g)	Activité (Bq)	Activité (%)
<sup>238</sup> U	0,992739 g	12 400 Bq	48,9
<sup>235</sup> U	0,007204 g	600 Bq	2,2
<sup>234</sup> U	0,000057 g	12 400 Bq	48,9
<sup>NAT</sup> U	1 g uranium	<b>25 400 Bq</b>	100

*Illustration 3 : Activité d'un gramme d'uranium de composition isotopique naturelle*

---

*by the use of fast breeder reactors together with the recycling of plutonium and uranium. »*

<sup>32</sup> Le noyau d'un atome est constitué en première approche de protons et de neutrons. En physique nucléaire, deux atomes sont dits isotopes s'ils ont le même nombre de protons mais un nombre différents de neutrons.

<sup>33</sup> Un becquerel (Bq) est une unité de mesure de la radioactivité, qui correspond à un nombre de rayonnement émis par seconde par un atome radioactif.

<sup>34</sup> Les produits de filiation sont notamment le thorium 234 et le thorium 230, le radium 226, le radon 222, le polonium 218, le polonium 214 et le plomb 210



Les différents isotopes de l'uranium naturel sont principalement des émetteurs alpha<sup>35</sup> avec des périodes très longues : c'est surtout en cas de contamination interne que l'uranium peut être dangereux. En effet, en exposition externe le rayonnement alpha peut être arrêté par une simple feuille de papier, il est donc facile de s'en protéger. Par contre, en cas d'ingestion ou d'inhalation, les tissus humains peuvent être affectés en fonction de l'énergie rayonnée. L'uranium 235 tout en étant un émetteur alpha, émet également un rayonnement gamma.

La toxicité chimique de l'uranium ne doit pas être négligée, elle est même prépondérante par rapport à la radiotoxicité de l'uranium naturel et de l'uranium enrichi en uranium 235 à moins de 6%.

L'uranium présente une toxicité chimique comparable à celle d'autres métaux lourds et du même ordre que celle du plomb. Selon les dispositions du Code du Travail relatives au risque chimique, l'uranium est une substance considérée comme très toxique.

La recommandation fixée par l'OMS pour l'eau de boisson, soit 15 µg/l<sup>36</sup> a été établie sur la base de la chimiotoxicité rénale observée chez des rats abreuvés de façon chronique avec de l'eau contenant de l'uranium soluble.

## II.2.2 Les différentes formes de l'uranium dans le cycle du combustible

Dans le cadre de la fabrication du combustible, l'uranium est converti sous différentes formes chimiques adaptées aux différents procédés mis en œuvre lors des étapes du cycle.

### \* **L'uranium naturel extrait des mines d'uranium**

L'uranium naturel extrait des mines (aussi noté Unat) est traité et mis sous la forme d'un concentré solide d'uranium puis conditionné dans des conteneurs métalliques spécifiques de 220 litres.



« yellow cake »

En fonction du procédé de traitement utilisé, les concentrés peuvent être sous forme d'uranates, appelés « yellow cake » ou d'oxydes d'uranium appelés « U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> ».

Le « yellow cake » est une poudre grossière d'un jaune franc, l'U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> est une poudre gris-noir. Ces concentrés ne sont pas solubles dans l'eau et contiennent environ 80% d'uranium de composition isotopique correspondant à l'uranium naturel.

### \* **L'uranium converti**

Lors des étapes de conversion de l'uranium, deux formes chimiques sont successivement mises en œuvre :

- le tétrafluorure d'uranium (UF<sub>4</sub>)
- l'hexafluorure d'uranium (UF<sub>6</sub>)

---

<sup>35</sup> La « désintégration » d'un noyau radioactif conduit à sa transformation et entraîne l'émission de rayonnements. Ces rayonnements, qui peuvent être de plusieurs types : alpha, beta ou gamma, correspondent à des émissions d'énergie et de particules constituant l'atome.

<sup>36</sup> 1 µg correspond à 10<sup>-6</sup> grammes ou 10<sup>-3</sup> mg

L'UF<sub>4</sub> est un composé solide à température ambiante, se présentant sous la forme de cristaux verts et très peu soluble dans l'eau.

L'UF<sub>6</sub>, est un composé solide à température ambiante se présentant sous la forme de cristaux blancs. L'UF<sub>6</sub> devient gazeux à 56,4°C et à la pression atmosphérique, ce qui permet son utilisation dans les différents procédés d'enrichissement. Outre sa radioactivité due à l'uranium, l'UF<sub>6</sub> est un produit hautement toxique, qui réagit vivement avec l'eau. En atmosphère humide ou en présence d'eau, il se transforme en fluorure d'uranyle (UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>) et acide fluorhydrique (HF). La transformation est immédiate, violente et s'accompagne d'émissions abondantes d'acide fluorhydrique (gaz très toxique).



UF<sub>6</sub>

#### × ***L'uranium appauvri***

L'uranium appauvri possède typiquement une teneur en uranium 235 de l'ordre de 0,2 à 0,3%. Il est entreposé sous forme d'U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> ou d'UF<sub>6</sub> (dont les propriétés ont été présentées ci-avant).

L'U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> se présente sous la forme d'une poudre gris-noir de densité 2 à 3,7 suivant son compactage. Cette poudre, très stable jusqu'à 1 300°C, incombustible, non corrosive et insoluble, est tout à fait comparable à l'oxyde d'uranium naturel présent dans les gisements exploités.

L'uranium appauvri est faiblement radioactif. Sa radioactivité, pour une teneur de 0,3% en <sup>235</sup>U est de l'ordre de 16 Bq/mg. Environ 2 mois après sa fabrication, l'uranium appauvri atteint une radioactivité de l'ordre de 41,5 Bq/mg (lorsque sont « à l'équilibre » tous les composants contenus dans cet uranium, c'est-à-dire les descendants de l'Uranium 238 et notamment l'Uranium 234)

#### × ***L'uranium enrichi***

L'uranium enrichi dans le cadre des procédés du cycle du combustible a une teneur en Uranium 235 (<sup>235</sup>U) de l'ordre de 3 à 5%.

L'uranium, après son enrichissement, est converti de sa forme UF<sub>6</sub> en dioxyde d'uranium (UO<sub>2</sub>). C'est cette forme de l'uranium qui entre dans la fabrication des combustibles.

Le dioxyde d'uranium (UO<sub>2</sub>) est un composé solide, se présentant sous la forme de cristaux noirs. L'uranium enrichi est un peu plus radioactif que les autres formes, principalement du fait de la présence plus importante en Uranium 234. Pour les enrichissements de l'ordre de 3 % (destinés aux centrales nucléaires), l'activité spécifique est de l'ordre de 60 Bq/mg.

#### × ***L'uranium de recyclage issu du traitement des combustibles usés (URT)***

L'URT est issu du traitement des combustibles usés. Comme le montre le tableau ci-dessous, il contient encore une part significative d'<sup>235</sup>U (de l'ordre de 0,8 à 0,9%). Cet uranium contient aussi des isotopes dont l'uranium naturel est dépourvu :

- <sup>236</sup>U qui capture des neutrons lorsqu'il est en réacteur (il est dit « neutrophage »),
- <sup>232</sup>U présent en faible proportion mais ayant des descendants très radioactifs (émetteurs gamma intenses).

***C'est la présence de ces derniers isotopes qui fait que l'URT ne peut être assimilé à de l'uranium naturel et doit faire l'objet d'une gestion spécifique tout au long du cycle du combustible, avec des lignes industrielles dédiées aussi bien pour son enrichissement, que pour la fabrication de combustible et sa réutilisation en réacteur.***

Isotope	U naturel	URT
232	0	0,0023
233	0	0,106
234	57	239
235	7 204	8390
236	0	5145
238	992 739	986227

*Illustration 4 : Compositions isotopiques indicatives de l'uranium naturel et de l'URT pour un combustible standard d'EDF (exprimée en parties par millions (masse))*

A la sortie de l'usine de traitement de La Hague, l'URT (dont l'activité spécifique est voisine de 100 Bq/mg) se présente sous forme de nitrate d'uranyle mis en solution.

L'URT est ensuite oxydé sous forme d' $U_3O_8$  afin de pouvoir suivre par la suite les mêmes transformations et conversions que l'uranium naturel aux différents stades du cycle (enrichissement, fabrication de combustible, entreposage...).

Le nitrate d'uranyle ( $UO_2(NO_3)_2$ ) est un sel de couleur jaune, très soluble dans l'eau (ainsi que dans d'autres solvants tels que l'éthanol, l'acétone et l'éther).

La forme de l'URT aux différents stades du cycle du combustible est donc identique à celle de l'uranium naturel.

### *II.2.3 Les autres radionucléides du cycle*

En France, lors des opérations de traitement, le plutonium formé lors du fonctionnement des réacteurs est extrait du combustible usé pour être recyclé. Le plutonium ainsi récupéré permet la fabrication de combustible à base d'uranium et de plutonium (aussi appelé combustible MOX). Le traitement des combustibles usés permet également de récupérer les « actinides mineurs<sup>37</sup> » et des « produits de fission ». Il s'agit de déchets qui renferment l'essentiel de la radioactivité. Ces actinides mineurs et produits de fission sont vitrifiés (i.e. ils sont conditionnés à l'intérieur de conteneurs métalliques dans une matrice de verre).

#### *II.2.3.1 Le plutonium*

Le plutonium est un métal gris, relativement mou, très dense, solide à température ambiante et qui possède un point de fusion relativement bas (640 °C).

C'est un élément chimique artificiel presque exclusivement produit de 1940 à nos jours. Tous les isotopes et composés du plutonium sont toxiques et radioactifs.

Le plutonium est un émetteur de rayonnement alpha. Ce type de rayonnement est peu pénétrant car il est facilement arrêté par les parois fines, telle qu'une feuille de papier. Cependant, s'il est inhalé ou ingéré, il irradie directement les cellules des organes qui sont en contact avec lui (ou qu'il a pénétrées). Sa radiotoxicité est issue de sa forte activité massique, et de la forte énergie de ses émissions alpha (de l'ordre de 5 MeV<sup>38</sup>).

---

<sup>37</sup> Cf. définition des actinides mineurs au § II.2.3.2.

<sup>38</sup> Un électron volt est une unité de mesure d'énergie qui correspond à  $1,6 \cdot 10^{-19}$  Joule. Un Megaélectronvolt (MeV) est égal à  $10^6$ eV.

Le dioxyde de plutonium ( $\text{PuO}_2$ ) est la forme généralement utilisée pour la manipulation du plutonium. Il s'agit d'une poudre de cristaux noirs.

### II.2.3.2 Les actinides mineurs

Les actinides sont des éléments naturels ou artificiels qui constituent une famille particulière de la classification périodique des éléments (leur noyau compte un nombre de protons supérieur ou égal à 89) L'uranium ou le thorium sont des actinides qui existent à l'état naturel.

Lors de l'irradiation en réacteur, les atomes d'uranium (notamment l'isotope 238) du combustible peuvent capturer un neutron. Ces captures conduisent à une transformation de l'atome : il se forme alors des atomes ayant des noyaux plus lourds, les transuraniens, tels que le plutonium et d'autres actinides dits « mineurs » tels que le neptunium, l'américium et le curium. La qualification de mineurs rend compte du fait que ces éléments sont présents en bien moins grandes proportions que les actinides majeurs : uranium et plutonium.

Leur radioactivité et leur puissance thermique décroît lentement et ils sont donc à l'origine de l'essentiel de radioactivité à long terme des déchets radioactifs.

Au plan de la toxicité, les actinides mineurs sont des émetteurs alpha, avec des émissions de forte énergie. Ils présentent le même type de risque vis-à-vis de l'ingestion que le plutonium.

### II.2.3.3 Les produits de fission

Les produits de fission sont des corps chimiques résultant de la fission d'un élément (un noyau) fissile : chaque noyau de matière fissile subissant une fission nucléaire se casse généralement en deux morceaux, qui se stabilisent sous forme de nouveaux atomes.

Ce sont les « cendres » de la réaction nucléaire, qui constituent des déchets nucléaires ultimes. Les produits de fission se forment suivant une distribution statistique (qui dépend faiblement du noyau fissile), et on y trouve des isotopes de quasiment tous les éléments chimiques. Dans leur majorité, les produits de fission initialement formés sont des isotopes très instables : ils sont très fortement radioactifs, dégagent une forte chaleur, et des rayonnements gamma souvent très énergétiques (et donc dangereux) et se désintègrent selon une période radioactive<sup>39</sup> plus ou moins longue.

La distribution des isotopes dans les produits de fission varie très fortement dans le temps, et la radioactivité initiale des produits de fission est divisée par cinquante en 6 mois et plus de cent mille après 300 ans..

La plupart des produits de fission se fixent dans le combustible sous forme d'oxydes solides. Certains sont des métaux nobles qui restent en place. Les plus mobiles sont ceux qui sont gazeux comme l'iode ou les gaz rares.

Les produits de fission sont radiotoxiques. Ils contribuent à la radioactivité à court et moyen termes des déchets nucléaires de haute activité produits par le combustible nucléaire.

Les produits de fission sont confinés, simultanément avec les actinides mineurs, dans une matrice de verre (qui présente l'avantage d'être extrêmement stable dans le temps).

---

<sup>39</sup> La période radioactive est le temps nécessaire pour que la moitié des noyaux présents initialement se soient désintégrés. Elle est aussi appelée demi-vie. Un radioélément disparaît donc d'autant plus vite que sa période est courte.

## II.3 Les étapes du cycle

Le cycle du combustible est présenté page 12. Les différentes étapes du cycle sont présentées dans cette partie du rapport.

### II.3.1 *L'amont du cycle*

#### II.3.1.1 L'extraction de l'uranium

Le minerai d'uranium est extrait de mines souterraines ou à ciel ouvert. Il peut aussi être extrait par la technique de la lixiviation in situ<sup>40</sup> lorsque la topologie du gisement s'y prête, comme aux USA ou au Kazakhstan.

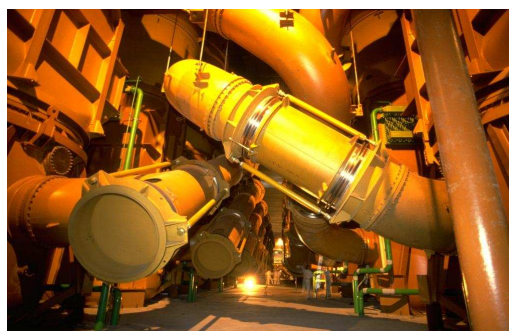
L'uranium ainsi extrait est traité et mis sous la forme d'un concentré solide d'uranium contenant 70 à 80% d'uranium, avant d'être conditionné dans des conteneurs de 220 litres (cf. § II.2.2 *Les différentes formes de l'uranium dans le cycle du combustible*).

#### II.3.1.2 La conversion et l'enrichissement de l'uranium

Les technologies industrielles disponibles à ce jour réalisent l'enrichissement en phase gazeuse. Les concentrés d'uranium issus des mines sont d'abord convertis en hexafluorure d'uranium. Comme nous l'avons vu au § II.2.2 *Les différentes formes de l'uranium dans le cycle du combustible*, ce produit est facile à porter en phase gazeuse. Cette transformation se fait généralement en deux étapes : l'uranium naturel est d'abord transformé en tétrafluorure d'uranium (UF<sub>4</sub>) puis en hexafluorure d'uranium (UF<sub>6</sub>).

L'UF<sub>6</sub> ainsi produit est alors expédié vers les usines d'enrichissement, où l'une des deux techniques suivantes est utilisée :

- le procédé de diffusion gazeuse (gros consommateur d'énergie<sup>41</sup>) : l'UF<sub>6</sub> sous forme gazeuse circule dans des diffuseurs qui vont effectuer un tri entre l'uranium 235 et l'uranium 238 sur la base de leur différence de vitesse de diffusion<sup>42</sup> ;



*Installation Eurodif*

---

<sup>40</sup> La lixiviation in situ est un procédé visant à dissoudre l'uranium directement dans le gisement par l'injection d'une solution. Cette solution est récupérée pour traitement après avoir circulé dans le gisement.

<sup>41</sup> Le procédé par diffusion gazeuse consomme 50 fois plus d'énergie que le procédé par ultracentrifugation.

<sup>42</sup> Ce procédé d'enrichissement est mis en œuvre par la société EURODIF, filiale d'AREVA, dans l'usine Georges Besse I (implantée au Tricastin).



*Cascade à Georges Besse II*

- le procédé d'ultracentrifugation : le gaz  $UF_6$  circule dans une centrifugeuse tournant à très haute vitesse. Les molécules les plus lourdes ( $^{238}U$ ) se concentrent à la périphérie des centrifugeuses, ce qui permet de séparer les deux isotopes<sup>43</sup>.

A l'issue de l'étape d'enrichissement, deux fractions sont récupérées :

- une fraction appauvrie, typiquement à une teneur de l'ordre de 0,2 à 0,3% en uranium 235 (à comparer au 0,7% contenu à l'origine dans l'uranium naturel) : cette fraction appauvrie comporte un potentiel énergétique résiduel qui permet d'envisager sa réutilisation (cf. § II.4 *Zoom sur l'uranium appauvri issu du procédé d'enrichissement*) ;
- une fraction enrichie, typiquement à environ 4% d'uranium 235, qui va suivre le circuit de la fabrication du combustible.

### II.3.1.3 La fabrication du combustible

L' $UF_6$  enrichi gazeux issu de l'étape d'enrichissement est ensuite défluoré et transformé en oxyde d'uranium enrichi ( $UO_2$ ), un solide pulvérulent, lors d'une opération appelée défluoration.

La poudre d' $UO_2$  enrichie subit ensuite un ensemble d'opérations de préparation puis de compactage afin d'obtenir des pastilles qui sont enfin soumises à un traitement thermique de consolidation par frittage.

Ces pastilles servent à la fabrication des crayons combustibles qui sont eux-mêmes regroupés en assemblages combustibles.

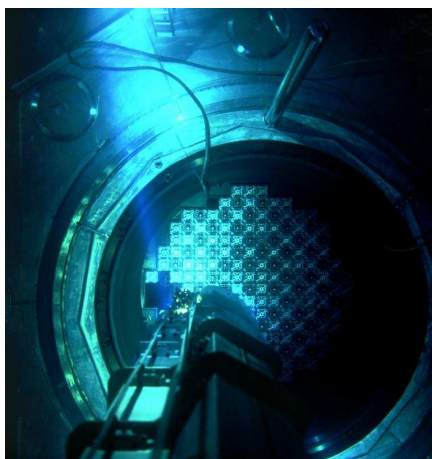


*Pastilles d' $UO_2$*

<sup>43</sup> Cette technologie est déjà mise en œuvre par certaines sociétés étrangères dont URENCO (aux Pays-Bas, en Angleterre, en Allemagne) et TENEX (en Russie). La société AREVA en disposera prochainement dans son usine Georges Besse II (qui va remplacer Georges Besse I).

### II.3.1.4 Le « cœur » du cycle : l'irradiation en réacteur

EDF exploite en France un parc de production nucléaire composé de 58 réacteurs de production répartis sur 19 sites. Pour une production annuelle de l'ordre de 420 TWh<sup>44</sup>, correspondant à plus de 85% de la production électrique vendue par EDF, ces centrales consomment au total, en moyenne, de l'ordre de 1 170 tonnes de combustible par an, sachant que les cœurs des réacteurs présentent les caractéristiques suivantes :



*Chargement d'un cœur*

Type de réacteur	Nombre d'assemblages combustibles	Masse d'uranium et de plutonium contenue dans le réacteur (tonnes de métal lourd)
900 MWe	157	72
1 300 MWe	193	104
1 450 MWe	205	110

*Illustration 5 : Caractéristiques des cœurs de réacteurs*

Les assemblages de combustible séjournent pendant trois ou quatre ans dans le réacteur. L'uranium 235 va être progressivement consommé et des transformations vont se produire, rendant le combustible moins performant, notamment du fait de l'apparition de l'uranium 236 et de produits de fission absorbant les neutrons et perturbant la réaction en chaîne. Une partie de l'uranium 238 aura capté les neutrons pour donner lieu à l'apparition de plutonium. Même s'il contient encore des quantités importantes de matières énergétiques récupérables, notamment l'uranium et le plutonium, le combustible doit être retiré du réacteur du fait de cette baisse de performances.

Le combustible utilisé est entreposé dans une piscine de refroidissement près du réacteur pendant quelques années pour laisser diminuer son activité et sa « thermicité » (i.e. sa capacité à continuer de dégager de la chaleur) avant son envoi à l'usine de traitement de la Hague, une partie importante des produits de fission ayant des périodes radioactives courtes de quelques secondes à quelques mois.



*Piscine de refroidissement (EDF Belleville)*

---

<sup>44</sup> Le kilowatt-heure (kWh) est une unité de mesure d'énergie correspondant à l'énergie consommée par un appareil d'une puissance de 1 000 watts (1 kW), par exemple un fer à repasser, pour le faire fonctionner pendant une heure. Elle vaut 3,6 mégajoules (MJ). Un Téra watt heure (TWh) correspond à 1 milliard de kWh.

## II.3.2 L'aval du cycle

### II.3.2.1 Le traitement du combustible usé

Le traitement des combustibles usés, tel qu'il est pratiqué en France, répond aux exigences de la loi n°2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, qui précise que « la réduction de la quantité et de la nocivité des déchets radioactifs est recherchée notamment par le traitement des combustibles usés et le traitement et le conditionnement des déchets radioactifs ».

Plus généralement, ce traitement des combustibles usés vise à :

- récupérer les matières énergétiquement valorisables (ce qui permet une économie des ressources naturelles) sous la forme d'uranium recyclable et de plutonium ;
- limiter les quantités de déchets à gérer ;
- conditionner les déchets de haute activité par vitrification sous une forme inerte et sûre.

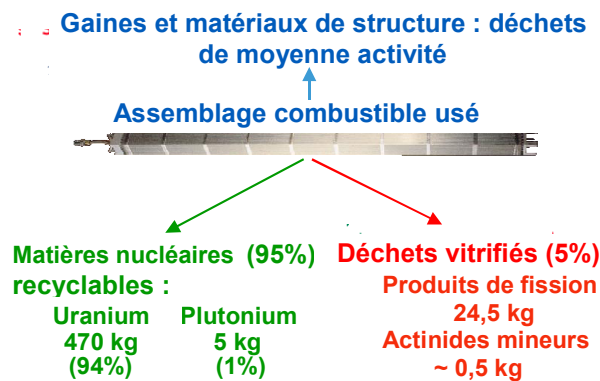


Illustration 6 : Schéma représentant le bilan matière du traitement d'un assemblage combustible usé de 500 kg.

Les opérations de traitement des combustibles usés sont réalisées dans l'usine AREVA de La Hague. En 2009, elle a traité 850 tonnes de combustibles usés en provenance des centrales EDF. Cette quantité va être portée à environ 1050 tonnes par an à partir de 2010.

### II.3.2.2 Le recyclage

#### II.3.2.2.1 Le recyclage de l'uranium issu du traitement des combustibles usés (URT)

Après son extraction du combustible usé, l'uranium de recyclage issu du traitement des combustibles usés (URT) est transformé sous une forme solide et stable ( $U_3O_8$ ) avant d'être entreposé sur le site AREVA NC de Pierrelatte dans la Drôme.

Cet uranium a des caractéristiques comparables à celles de l'uranium naturel. Il contient encore une part d'uranium 235 (de l'ordre de 0,8 à 0,9%) : on peut donc ré-enrichir cet uranium (après une conversion en  $UF_4$  puis en  $UF_6$ ) pour fabriquer du combustible à base d'uranium de recyclage enrichi (URE).



Comme nous l'avons indiqué au § II.2.2 *les différentes formes de l'uranium dans le cycle du combustible*, la présence de traces d'isotopes artificiels ( $^{232}\text{U}$  et  $^{236}\text{U}$ ) impose de recourir à la technologie de l'ultracentrifugation<sup>45</sup> pour enrichir l'URT car cette technologie permet de procéder à cet enrichissement dans une partie de l'installation (en dédiant un nombre limité de centrifugeuses - installées en cascades- à l'enrichissement de l'URT), alors que la technologie de la diffusion gazeuse (qui est la technologie jusqu'alors maîtrisée en France dans l'usine Georges Besse I) présente l'inconvénient de faire transiter une importante quantité d'uranium dans l'ensemble de l'installation. A titre d'exemple, l'usine Georges BESSE I exploitée par la société EURODIF (sur le site du Tricastin) comporte 1 400 étages disposés en cascade, qui renferment en permanence de l'ordre de 2000 tonnes d'uranium. L'introduction d'URT dans une telle installation conduirait donc à disperser l'uranium 232 et l'uranium 236 dans l'ensemble de l'installation, ce qui aurait pour conséquences :

- de modifier les caractéristiques de l'uranium enrichi produit par l'installation à partir d'uranium naturel et, potentiellement, de modifier les propriétés neutroniques des combustibles fabriqués du fait notamment de la présence d'uranium 236<sup>46</sup> (qui est un absorbeur de neutrons) ;
- de générer des problèmes significatifs de radioprotection dans l'installation : l'uranium 232 (produisant un rayonnement gamma intense) s'accumulerait notamment dans les barrières des diffuseurs, ce qui compliquerait l'exploitation courante de l'installation et son démantèlement.

Au-delà, l'activité de recyclage de l'URT des combustibles usés dépend aussi :

- de l'attractivité économique de l'uranium de recyclage par rapport à la filière de l'uranium naturel ;
- d'un arbitrage entre utilisation présente et future, notamment en termes de sécurité d'approvisionnement ;
- des autorisations de fonctionnement délivrées par l'Autorité de sûreté nucléaire pour permettre l'utilisation de combustibles fabriqués à base d'uranium issu du traitement des combustibles usés en réacteurs.

Le recyclage de l'uranium issu du traitement du combustible (URT) dans les réacteurs d'EDF a débuté en 1994. En 2008 et 2009, sur les 800 tonnes d'URT issues annuellement du traitement des combustibles usés, environ 300 tonnes ont été réenrichies<sup>47</sup>, en substitution d'uranium naturel, afin de produire l'uranium enrichi nécessaire à la fabrication du combustible pour alimenter chaque année 2 réacteurs de Cruas<sup>48</sup>.

A compter de 2010, ce seront de l'ordre de 600 tonnes d'URT, issues du traitement d'environ 1050 tonnes de combustibles usés, qui seront chaque année ré-enrichies<sup>49</sup> afin de fabriquer du combustible « neuf » pour l'alimentation des 4 réacteurs de Cruas.

---

<sup>45</sup> Technologie qui sera mise en œuvre à Georges Besse II

<sup>46</sup> Cette situation pourrait aussi conduire à faire sortir les combustibles fabriqués des spécifications autorisées.

<sup>47</sup> Dans le cadre des opérations d'enrichissement, et également lors de l'enrichissement d'URT, l'uranium appauvri devient propriété de l'enrichisseur et reste sur son lieu d'enrichissement (Cf § II.4.1 et III.2)

<sup>48</sup> Il faut (en fonction de la qualité de la matière) entre 120 et 170 t d'URT pour fabriquer une recharge de combustibles à base d'URE (qui contient environ 18 t d'URE).

<sup>49</sup> Dans le cadre des opérations d'enrichissement, et également lors de l'enrichissement d'URT, l'uranium appauvri devient propriété de l'enrichisseur et reste sur son lieu d'enrichissement (Cf § II.4.1 et III.2)

***A noter :***

*Actuellement, un seul cycle de recyclage de l'uranium présent dans le combustible utilisé est pratiqué. Si le recyclage des combustibles fabriqués à base d'uranium naturel est aujourd'hui réalisable dans les réacteurs actuels, il n'en va pas de même pour ce qui concerne le recyclage des combustibles fabriqués à partir d'URT<sup>50</sup>. Le Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) demande spécifiquement aux exploitants d'étudier la faisabilité du multirecyclage des combustibles.*

Au 31 décembre 2008, l'inventaire d'uranium de recyclage détenu par AREVA était de l'ordre de 23 000 tonnes, réparti sur les sites suivants :

Site	Quantités à fin 2008 (Arrondi 10 t)
Tricastin	22 130 tonnes d'uranium
LA HAGUE	480 tonnes d'uranium
Total Sites AREVA <i>Dont clients étrangers</i>	22 610 tonnes d'uranium <i>2 660 tonnes d'uranium<sup>51</sup></i>

*Illustration 7 : Inventaire de l'uranium de recyclage détenu par AREVA (au 31 décembre 2008)*

### II.3.2.2.2 Le recyclage du plutonium

Le plutonium récupéré à l'issue du traitement du combustible utilisé est mis en œuvre pour la fabrication d'assemblages combustible dits MOX (Mélange d'Oxydes de plutonium et d'uranium appauvri). Afin de satisfaire au Traité relatif à la non prolifération, le plutonium est intégralement recyclé « en ligne »<sup>52</sup> aux délais techniques près (environ 3 ans de stock de plutonium EDF à La Hague). Pour cela, et afin de ne pas accroître le stock de plutonium, le contrat entre EDF et AREVA prévoit que la quantité de combustible utilisé traitée annuellement est déterminée de telle sorte que l'ensemble du plutonium ainsi récupéré soit recyclé « en ligne » dans les réacteurs autorisés à cet effet.

Le recyclage du plutonium s'est mis en place progressivement avec le démarrage de l'usine de fabrication MELOX, l'augmentation progressive du nombre de réacteurs autorisés à utiliser du MOX, la hausse de la teneur d'incorporation du plutonium dans les MOX (gestion dite « Parité MOX »). Cette mise en place, réalisée de 1995 à 2007, a conduit à la constitution de stocks de plutonium séparés en France à toutes les étapes du processus industriel. Ces stocks tampons sont nécessaires à la fluidité opérationnelle et à la gestion des aléas, en-cours usines. L'équilibre est atteint depuis 2007.

Au 31 décembre 2007<sup>53</sup>, environ 82 tonnes de plutonium étaient entreposées en France, dont :

---

<sup>50</sup> Ces combustibles utilisés comportent de toute façon des matières (et notamment du plutonium) qui sont nécessaires pour le démarrage des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération.

<sup>51</sup> Lors des opérations de traitement des combustibles utilisés, l'URT est affecté en qualité et en quantité à chaque client, en fonction des tonnages traités. L'URT est ensuite entreposé par AREVA, en attente de restitution au client. En tant que matière valorisable, elle peut ensuite faire l'objet de transactions commerciales entre les différents clients.

<sup>52</sup> Le recyclage « en ligne » signifie qu'il n'y a pas augmentation des stocks : le plutonium récupéré doit être recyclé au fil de l'eau (aux délais techniques près).

<sup>53</sup> Informations disponibles dans l'*Inventaire national des matières et des déchets radioactifs* publié en 2009 par l'Andra

- 61 tonnes de Pu séparé et entreposées à La Hague ;
- 10 tonnes de Pu en cours d'utilisation dans le processus de fabrication de combustibles MOX (sous forme d'oxydes de plutonium PuO<sub>2</sub>, d'oxyde mixte (U,Pu)O<sub>2</sub> ou encore en assemblages MOX finis) ;
- 9 tonnes de Pu en assemblage MOX ou réacteurs à neutrons rapides (RNR) non-irradiés présents ailleurs que dans les usines de fabrication, c'est-à-dire principalement sur les sites des réacteurs ;
- environ 2 tonnes de Pu entreposées dans diverses installations du CEA.

Sur ces 82 tonnes, 60 tonnes sont de propriété française. Parmi ces 60 tonnes, le stock de Pu séparé d'EDF à La Hague correspond à 29 tonnes environ, soit 3 années de fabrication de combustible MOX. Le stock de plutonium relevant des activités militaires est couvert par le secret défense.

Le combustible MOX est aujourd'hui fabriqué par AREVA dans l'usine MELOX à Marcoule. Il contient environ 8,5% de plutonium et 91,5% d'uranium appauvri. Il produit la même énergie qu'un combustible « classique » (i.e. contenant 3,7% en uranium 235).

Aujourd'hui, 22 réacteurs sont autorisés à recevoir du MOX. Ces réacteurs peuvent contenir jusqu'à 30% de combustible MOX, le reste étant constitué d'assemblages combustible « classiques » (i.e. fabriqués à partir de pastilles d'uranium naturel enrichi).

Jusqu'en 2009, 100 tonnes de combustible MOX ont été fabriquées chaque année, correspondant en moyenne à 20 recharges par an. En cohérence avec l'augmentation à 1050 tonnes du flux de traitement des combustibles usés, le tonnage de combustible MOX est porté à environ 120 tonnes à partir de 2010, ce qui correspond au chargement complet des 22 tranches autorisées.

EDF a engagé une démarche auprès de l'Autorité de sûreté nucléaire pour étendre l'autorisation de recevoir du MOX à 24 réacteurs.

Les combustibles MOX ne sont aujourd'hui pas retraités après avoir été utilisés en réacteur.

Au plan technique, des campagnes industrielles ont été menées à La Hague, qui ont montré que les combustibles MOX usés peuvent être retraités avec le même procédé que les combustibles usés fabriqués à partir d'uranium naturel.

Le plutonium extrait du combustible MOX retraité présente cependant un potentiel énergétique jugé insuffisant pour un recyclage dans le parc nucléaire français actuel, par rapport au plutonium extrait du combustible usé fabriqué à partir d'uranium naturel. Cette différence est due à la modification de la composition isotopique du plutonium durant le séjour en réacteur. Ainsi en France, compte tenu des conditions techniques et économiques actuelles, il n'est aujourd'hui pas considéré comme intéressant de valoriser immédiatement cette matière dans le parc de réacteurs à eau pressurisée. Ils sont entreposés et constituent une réserve énergétique de plutonium qui sera nécessaire à plus long terme pour le démarrage des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération<sup>54</sup>. La quantité mobilisable de plutonium, y compris dans les combustibles usés et les « derniers cœurs » en cohérence avec les capacités de traitement, estimé à l'horizon 2040 devrait permettre (si ce projet va à son terme) le démarrage de 25 réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération.

---

(<http://www.andra.fr/download/site-principal/document/editions/351.pdf>). Le rapport de synthèse indique notamment p.96 le stock de matières à fin 2007, et les quantités prévisionnelles aux horizons 2020 et 2030.

<sup>54</sup> Une réserve suffisante de Plutonium sera nécessaire pour démarrer cette génération de réacteurs.

### II.3.2.2.3 Des matières valorisables et valorisées

En moyenne sur les trois dernières années, avec 100 tonnes de MOX et 37 tonnes d'URE, ce sont 137 tonnes de combustible à l'uranium naturel qui ont été remplacés par des combustibles contenant de la matière recyclée, soit une économie d'environ 12% en uranium naturel pour une consommation totale de matière combustible de l'ordre de 1 170 t/an. Cette proportion devrait croître à partir de 2010 pour passer de 12 à 17 %, avec 120 tonnes de MOX et 75 tonnes d'URE.

L'URT et le plutonium sont donc des matières valorisables. Comme nous l'avons vu au ci-dessus, le plutonium issu du traitement des combustibles usés est aujourd'hui entièrement valorisé « en ligne »<sup>55</sup>. Concernant l'URT, une partie de la production est immédiatement valorisée, le reste constituant un stock stratégique utilisable en fonction de l'évolution du prix de l'uranium naturel.

### II.3.2.2.4 La gestion des déchets ultimes

Les étapes en amont de l'enrichissement de l'uranium (extraction minière, traitement, conversion) génèrent des déchets.

En France, des mines d'uranium ont été exploitées entre 1948 et 2001. Les activités d'exploration, d'extraction et de traitement ont concerné environ 210 sites en France répartis sur 25 départements. L'exploration et l'exploitation des mines d'uranium ont généré des "résidus miniers" et des "stériles miniers" :

- Les stériles miniers correspondent à la matière (sols, roches,...) excavée pour accéder au « gisement » d'uranium que l'on veut exploiter. Ils n'ont pas subi de traitement mécanique ou chimique spécial.
- Les résidus miniers sont des déchets de type Très Faible Activité ou Faible Activité générés lors des opérations de traitement du minerai.

La gestion retenue de ces produits à l'heure actuelle est une gestion in situ compte tenu des grandes quantités des déchets produits et moyennant la mise en place de dispositions visant à diminuer le risque sur le long terme<sup>56</sup>.

Le traitement des combustibles usés (présenté au § II.3.2.1 *Le traitement des combustibles usés*) permet d'isoler les déchets et de récupérer les matières qui pourront être ensuite valorisées. Les déchets produits sont :

- les déchets directement issus des combustibles usés ;
- les déchets liés à l'exploitation et à la maintenance des installations du cycle du combustible.

#### Les déchets directement issus des combustibles usés

Les déchets ultimes contenus dans les combustibles usés appartiennent à deux catégories :

---

<sup>55</sup> Le stock de plutonium actuellement disponible et les perspectives de valorisation de cette matière sont présentés au § II.3.2.2.2.

<sup>56</sup> Pour plus de détails sur la gestion des stériles et des résidus miniers, se reporter au Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs (PNGMDR) <http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Dossiers/La-gestion-des-dechets-radioactifs/Le-cadre-reglementaire/Le-Plan-national-de-gestion-des-matieres-et-des-dechets-radioactifs-PNGMDR> et à la circulaire du ministre d'Etat, du 21 juillet 2009 (disponible sur [www.ineris.fr/aida](http://www.ineris.fr/aida)).

- Les produits de fission et les actinides mineurs

Les produits de fission et les actinides mineurs sont séparés de l'uranium et du plutonium, puis calcinés et incorporés dans une matrice de verre. Le mélange est coulé dans un colis en inox. En raison de leur radioactivité élevée, ces déchets dégagent de la chaleur.

Ces déchets, de type Haute activité (HA), représentent 3 à 5 % du combustible utilisé. Environ 120 m<sup>3</sup> de « verre nucléaire » sont élaborés chaque année pour un niveau de traitement de 850 tonnes de combustible utilisé. Un colis de déchets HA contient environ 400 kg de verre pour 11 kg de déchets.

Ces colis de déchets sont actuellement entreposés dans des installations dédiées à La Hague (atelier R7, T7 et E-EV-SE)<sup>57</sup> et à Marcoule.

- Les déchets de structures

Les déchets de structures sont les composants métalliques (tubes de gainage, grilles, embouts) assurant le confinement et l'assemblage des pastilles de combustible. Ils sont décontaminés, compactés sous forme de galettes qui sont ensuite introduites dans des colis en béton ou en métal

On les qualifie de « coques et embouts ». Ce sont des déchets de moyenne activité et vie longue (aussi appelés déchets MA-VL). Ils représentent environ 200 m<sup>3</sup> par an.

Ces déchets sont actuellement entreposés à La Hague dans des installations dédiées.

### Les déchets liés à l'usage et au démantèlement des installations du cycle du combustible

A l'instar de toute autre activité, des déchets liés au seul usage des installations et au démantèlement de celles-ci sont produits. Ils comprennent :

- Des déchets d'exploitation issus de la maintenance (outillages, gants de travail, filtres, outils, matériels usagés, films, vinyles...) ou du traitement des eaux de piscines (résines, filtres, boues...).

Ces déchets sont gérés en fonction de leurs caractéristiques, de leur niveau d'activité et de leur nature. Conformément à la réglementation, un « tri à la source » permet de réduire autant que possible la quantité et la radiotoxicité des déchets produits.

- Des déchets issus du démantèlement : il s'agit essentiellement de déchets de faible ou moyenne activité à vie courte (aussi appelés déchets FMA-VC) et de déchets très faiblement radioactifs (dits déchets TFA).

Globalement, les déchets radioactifs conditionnés en France représentent environ 2 kg par an et par habitant soit environ 130 000 t/an pour l'ensemble de la population française<sup>58</sup>. Selon l'*Inventaire national des matières et déchets radioactifs* publié en 2009, les déchets de haute activité représentent 0,2% du volume total et 94,98% de la radioactivité totale des déchets radioactifs produits en France ; les déchets MA-VL représentent quant à eux environ 3,6 % du volume total et 4,98% de la radioactivité totale. Ils sont gérés par l'ANDRA.

---

<sup>57</sup> Les quantités de déchets entreposés à La Hague sont indiquées dans le rapport annuel de sûreté et de radioprotection d'AREVA La Hague (voir par exemple <http://www.aveva.com/FR/activites-1221/diffusion-de-l-information-aveva-la-hague.html>); ainsi que dans l'inventaire national tenu à jour par l'ANDRA (<http://www.andra.fr/pages/fr/menu1/les-dechets-radioactifs/o--sont-les-dechets-radioactifs---10.html>).

<sup>58</sup> Etant donné la diversité des déchets, ce chiffre repose sur une densité moyenne des déchets conditionnés évaluée de façon très globale pour une population française d'environ 65 millions de personnes.

**Focus sur l'ANDRA et la recherche sur la gestion des déchets radioactifs**

La gestion à long terme des déchets radioactifs produits en France a été confiée à l'Andra (Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs), établissement public à caractère industriel et commercial (Épic) créé en 1991 dont les missions ont été complétées par la loi de programme n°2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs.

L'Andra est notamment chargée de concevoir des solutions de gestion et d'exploiter des centres de stockage de déchets radioactifs en protégeant l'homme et l'environnement de l'impact de ces déchets sur le long terme.

La loi n°91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs modifiée et complétée par la loi n°2006-739 organise les recherches sur la gestion des déchets. Cette loi fixe les grands axes d'un programme de recherche et désigne l'Andra et le CEA comme « pilotes » des recherches sur les déchets à vie longue, moyennement ou hautement radioactifs.

Une commission nationale d'évaluation a également été instituée. Cette commission est chargée d'évaluer annuellement l'état d'avancement des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs. Cette évaluation donne lieu à un rapport annuel qui fait également état des recherches effectuées à l'étranger. Il est transmis au Parlement, qui en saisit l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, et il est rendu public.

## II.4 Zoom sur l'uranium appauvri issu du procédé d'enrichissement

### II.4.1 *L'enrichissement : le résultat d'une optimisation économique permanente entre le cours de l'uranium et le coût de l'enrichissement*

Comme évoqué au § II.3.1.2 *La conversion et l'enrichissement de l'uranium*, l'enrichissement permet d'obtenir de l'uranium enrichi en uranium 235 et de l'uranium appauvri à partir de l'uranium apporté par l'électricien. La quantité de « **services d'enrichissement** » utilisée pour ce faire se mesure en Unité de Travail de Séparation<sup>59</sup> (UTS).

Pour obtenir une même quantité d'uranium enrichi, on peut choisir entre :

- utiliser plus d'uranium naturel et moins de services d'enrichissement (UTS) ;
- utiliser moins d'uranium naturel et plus de services d'enrichissement.

Cette possibilité d'arbitrage, illustrée dans le tableau ci-dessous, est à la fois :

- un levier de la **sécurité d'approvisionnement**, dans la mesure où les activités des mines et des installations d'enrichissement ne sont pas interdépendantes. Par exemple, dans un contexte de difficulté sur une mine importante, les électriciens ont ainsi la possibilité de réduire leurs achats d'uranium naturel et d'augmenter leur demande en services d'enrichissement. Réciproquement, une réduction de l'offre en services d'enrichissement peut être compensée par des achats supplémentaires d'uranium naturel ;
- un moyen d'**optimisation économique** qui dépend du cours relatif des prestations d'enrichissement et de l'uranium.

---

<sup>59</sup> L'unité de travail de séparation (UTS) représente le travail nécessaire à la séparation d'un kilogramme d'uranium en deux lots de teneur isotopique différente.

	Production de 1000 t d'uranium enrichi à 4% (dont 40 tonnes d'uranium 235)		
Quantité d'uranium naturel nécessaire (dont uranium 235)	7436 tonnes (52 tonnes <sup>235</sup> U)	8134 tonnes (57 tonnes <sup>235</sup> U)	9002 tonnes (63 tonnes <sup>235</sup> U)
Quantité de services d'enrichissement	6544 kUTS	5832 kUTS	5276 kUTS
Quantité d'uranium appauvri généré par l'enrichissement (dont uranium 235)	6436 tonnes (12 tonnes <sup>235</sup> U)	7134 tonnes (17 tonnes <sup>235</sup> U)	8002 tonnes (24 tonnes <sup>235</sup> U)
Teneur de l'uranium appauvri en uranium 235	0,20%	0,25%	0,30%

*Illustration 8 : Illustration de la possibilité d'arbitrage entre uranium et services d'enrichissement*

Cette optimisation économique a plusieurs conséquences importantes :

- la teneur et la quantité d'uranium appauvri généré par l'enrichissement dépendent des conditions économiques du moment (notamment le prix de l'uranium naturel sur le marché), et de leur perception par les acteurs concernés (les enrichisseurs et les électriciens) ;
- l'enrichisseur est le décideur ultime :
  - si l'électricien peut, dans les limites contractuellement fixées, décider du rapport quantité d'uranium apportée / quantité d'UTS payée, l'enrichisseur fixe seul, en fonction de sa propre optimisation économique et des caractéristiques de son installation, le rapport réel quantité d'uranium utilisée / quantité d'UTS mise en œuvre,
  - l'enrichisseur est donc *in fine* le seul à connaître la quantité et la teneur de l'uranium appauvri généré par son activité.

La matière appauvrie, quelle que soit sa teneur, contient toujours de l'uranium 235 et est donc toujours potentiellement valorisable par réenrichissement. Cependant, plus la teneur en uranium 235 est faible, plus l'opération d'enrichissement sera difficile et onéreuse : les critères techniques et économiques définissent donc les possibilités de réutilisation de cet uranium à un instant donné dans les réacteurs actuels.

***Cette situation a naturellement structuré la pratique commerciale en vigueur dans le monde entier*** qui conduit à :

- transférer la propriété de la matière appauvrie à l'enrichisseur ;
- lui confier la responsabilité de son entreposage, ce qui permet de l'effectuer sur le site où il est produit et donc de limiter les transports de matières ;
- lui donner ainsi l'opportunité de décider à tout moment de la valoriser en la ré-enrichissant : décision qu'il prendra en fonction de l'évolution de ses coûts, de la disponibilité de ses installations et du cours de l'uranium.

#### *II.4.2 La valorisation de l'uranium appauvri et ses perspectives*

La valorisation de l'uranium appauvri par ré-enrichissement est largement mise en œuvre notamment en Russie, ce pays opérant environ la moitié des capacités d'enrichissement mondiales à des coûts très compétitifs. Ainsi :

- AREVA pratique régulièrement le ré-enrichissement d'une partie de son stock d'uranium appauvri directement dans ses installations ou en ayant recours aux capacités russes. Cette pratique a augmenté ces dernières années avec la flambée des cours de l'uranium depuis 2003. Elle a concerné 60 000 tonnes d'uranium appauvri sur les 10 dernières années (voir § III.3.2 *Zoom sur la Russie*);

- l'uranium appauvri, après enrichissement à une teneur intermédiaire (1,5%), est également utilisé comme matière de dilution pour l'uranium très enrichi issu du désarmement russe pour produire du combustible à une teneur civile (< 5%) dans le cadre de l'accord USA – Russie dit « HEU Deal » (aussi appelé « *Megatonnes contre Megawatt* ») ou dans le cadre du programme baptisé « *Mox for Peace* » qui permet de recycler dans la filière civile des plutoniums militaires russes et américains ;
- selon l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), les livraisons d'uranium ré-enrichi en provenance de Russie ont représenté de 1999 à 2004 entre 6 à 8% des quantités totales d'uranium naturel livrées à l'Union Européenne pour les besoins de ses réacteurs ;
- l'AIEA estime enfin que l'uranium 235 encore recouvrable dans le stock d'uranium appauvri mondial permettrait d'assurer plus de huit années d'exploitation des réacteurs nucléaires du monde entier.

Cette valorisation est réalisée par les acteurs qui la produisent et qui sont les plus à même d'en estimer l'intérêt et de techniquement la mettre en œuvre : les enrichisseurs.

Il convient aussi de rappeler que l'uranium appauvri est utilisé pour la fabrication du combustible MOX (combustible composé d'un mélange d'uranium et de plutonium, élaboré en France dans l'usine MELOX située à Marcoule dans le Gard). Ce flux représente environ une centaine de tonnes par an.

Cette valorisation de l'uranium appauvri, aujourd'hui partielle, pourrait gagner en ampleur dans le futur. En effet, un important programme de recherche, devrait permettre à la France de développer la filière des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération (à neutrons rapides). Au cours de leur fonctionnement, ces réacteurs produiraient autant de matière fissile (du plutonium produit à partir de l'uranium 238 contenu dans l'uranium appauvri) qu'ils en consommeraient<sup>60</sup>. Le traitement du combustible<sup>61</sup> permettrait de réutiliser le plutonium au sein du cycle ; la seule matière à introduire dans le cycle serait l'uranium appauvri.

Ces réacteurs pourraient commencer à être déployés aux alentours du milieu du siècle. Il est aujourd'hui estimé qu'un parc de réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération d'une puissance équivalente au parc actuel (i.e. 60 GW<sup>62</sup>) consommerait de l'ordre de 100 tonnes d'uranium appauvri par an, une fois les réacteurs mis en service. Ainsi, le stock d'uranium appauvri disponible au moment du lancement de cette filière (cf. § II.4.4 *Inventaire de l'uranium appauvri détenu par AREVA*) constituerait une ressource permettant le fonctionnement de ces réacteurs pendant plusieurs milliers d'années, selon des rapports issus du CEA<sup>63</sup>.

---

<sup>60</sup> Pour le démarrage d'un réacteur à neutrons rapides, il est nécessaire de disposer de matière fissile (de l'ordre d'une dizaine de tonnes de plutonium pour un réacteur). Sous l'action des réactions neutroniques ayant lieu dans le réacteur, l'uranium 238 est transformé en particulier en plutonium 239 ce qui permet de produire autant voire plus de matière fissile durant le cycle qu'on en a introduit au départ.

<sup>61</sup> Les questions relatives au traitement et au recyclage des combustibles usés issus des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération font partie des programmes de recherche sur les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération.

<sup>62</sup> Un watt est la puissance d'un système énergétique (dans lequel est transférée uniformément une énergie de 1 joule pendant 1 seconde), un gigawatt (GW) correspond à un milliard de watt

<sup>63</sup> Même si cette filière fait l'objet de développements importants, le Haut comité rappelle que sa mise en œuvre reste une perspective qui peut à tout moment être remise en cause en fonction du contexte technique, économique et politique.



***A noter...***

***L'uranium appauvri, issu d'uranium naturel ou d'URT, n'est donc pas considéré (dans les conditions actuelles) comme étant un déchet. Il fait l'objet d'une réutilisation partielle :***

- *il est enrichi au même titre que l'uranium naturel ;*
- *il est utilisé dans les combustibles MOX.*

*La réutilisation complète de l'uranium appauvri est quant à elle envisagée dans le cadre des futurs réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération.*

*Au cas où ces réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération ne pourraient être développés dans le monde, ces matières deviendraient des déchets une fois que leur contenu en uranium 235 ne sera plus intéressant. Elles devraient alors être gérées comme des déchets sur le long terme.*

*Cette stratégie de long terme s'inscrit dans le cadre fixé par la loi du 28 juin 2006 de programme de gestion durable des matières et déchets radioactifs.*

*A titre conservatoire, et conformément au programme national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR), les propriétaires de telles matières doivent mener avant fin 2010 des études sur les filières possibles de gestion dans le cas où ces matières seraient à l'avenir requalifiées en déchets.*

#### *II.4.3 Un entreposage sous forme d'UF<sub>6</sub> appauvri ou d'oxydes d'uranium*

L'uranium appauvri issu du procédé d'enrichissement peut être entreposé sous 2 formes : l'UF<sub>6</sub> appauvri gazeux ou l'U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> appauvri solide (après défluoration).

AREVA, qui a mis au point le procédé de défluoration de l'uranium appauvri, a opté pour cette dernière forme qui présente l'avantage d'être très stable. La défluoration est mise en œuvre sur le site du Tricastin dans la Drôme. Une usine de défluoration de l'uranium appauvri (d'une capacité de défluoration de 10 000 tonnes d'UF<sub>6</sub> par an) a également été mise en service en décembre 2009 en Russie, sur le combinat de Zelenogorsk.

#### *II.4.4 Inventaire de l'uranium appauvri détenu par AREVA :*

Au 31 décembre 2008, l'inventaire d'uranium appauvri détenu par AREVA était de l'ordre de 261 000 tonnes de métal lourd<sup>64</sup>, réparti sur les sites suivants :

---

<sup>64</sup> tU : unité qui signifie tonnes d'uranium.

<b>Désignation et localisation</b>		<b>Stocks</b>
<b>Site</b>	<b>Département</b>	<b>Quantités à fin 2008 en tonnes de métal lourd (tML) (Arrondi 100 t)</b>
Bessines	87	100 400 tML
Tricastin	26	158 400 tML
Comurhex – Malvési	11	1 800 tML
La Hague	50	200 tML
MELOX – Marcoule	30	100 tML
FBFC Romans <sup>65</sup>	26	100 tML
<b>Total sites AREVA<sup>66</sup></b>		<b>261 000 tML</b>

*Illustration 9 : Inventaire de l'uranium appauvri détenu par AREVA sous formes U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> et UF<sub>6</sub> (au 31 décembre 2008)*

Le stock d'uranium appauvri est appelé à augmenter car la production d'uranium appauvri va de pair avec celle d'uranium enrichi pour l'alimentation des réacteurs nucléaires actuels à eau pressurisée. Il est ainsi prévu que le stock d'uranium appauvri atteigne de l'ordre de 450 000 tonnes<sup>67</sup> fin 2030.

EDF ne détient pas d'uranium appauvri et le CEA n'en détient qu'en très faibles quantités<sup>68</sup>. L'uranium appauvri détenu par AREVA résulte des opérations d'enrichissement de l'uranium naturel pour fabriquer du combustible pour tous ses clients (y compris ses clients étrangers).

## II.5 Conditions d'entreposage de l'uranium appauvri et de l'uranium de recyclage issu du traitement des combustibles usés

L'entreposage des matières et déchets radioactifs est réalisé dans des installations soumises aux réglementations des Etats dans lesquels elles sont localisées.

Ainsi, en France, la loi n°2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire ainsi que les textes pris pour son application encadrent le fonctionnement des installations nucléaires de base (dont les installations d'entreposage d'uranium appauvri implantées en leur sein). L'entreposage d'uranium appauvri de Bessines relève quant à lui du régime des installations classées pour la protection de l'environnement et est autorisé par arrêté préfectoral conformément aux dispositions du titre I<sup>er</sup> du livre V du code de l'environnement.

Comme indiqué au § II.2.2 *Les différentes formes de l'uranium dans le cycle du combustible*, l'uranium appauvri peut se trouver sous deux formes qui sont entreposées dans des conditions adaptées à leurs caractéristiques :

<sup>65</sup> L'Uranium appauvri est utilisé sur Romans pour les essais de nouvelles unités de fabrication

<sup>66</sup> Cette information est aussi publiée dans l'inventaire national des matières et déchets radioactifs 2009, page 96. Cette quantité inclut 7500 tonnes d'uranium appartenant à Urenco et défluorée par AREVA pour son compte. Ces matières sont en attente de réexpédition.

<sup>67</sup> Chiffre publié dans l'Inventaire national des matières et des déchets radioactifs 2009, Rapport de synthèse, page 96

<sup>68</sup> Le CEA détient de très faibles quantités pour les besoins de recherche

- L'UF<sub>6</sub>, est entreposé, généralement sous forme solide, dans des conteneurs cylindriques qui obéissent à des réglementations extrêmement strictes au plan international, du fait de son caractère très toxique en cas de contact avec la vapeur d'eau contenue dans l'air. Ces conteneurs sont conçus pour être entreposés à ciel ouvert. Ils sont utilisés en Russie, aux Etats-Unis, au Royaume-Uni, en Allemagne et, en France, à Pierrelatte ;
- L'U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> (qui se présente sous une forme très stable, analogue à celle de l'uranium naturel) est conditionné dans des conteneurs métalliques scellés (de type DV70) dits « cubes verts », d'une contenance moyenne de l'ordre de 7 tonnes d'uranium. Ces conteneurs sont entreposés sous bâtiment.

En France, et pour réduire « à la source » les risques liés à son entreposage, l'uranium appauvri destiné à être entreposé pour une longue période se trouve sous forme d'U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> (qui présente l'avantage d'être extrêmement stable comme nous l'avons vu au § II.2.2 *Les différentes formes de l'uranium dans le cycle du combustible*).

L'URT est quant à lui généralement conditionné sous forme d'U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> dans des conteneurs métalliques de 220L, d'une contenance moyenne de 250kg d'Uranium. Ces conteneurs sont entreposés dans des bâtiments spécifiques sur le site du Tricastin (26).

Les transports de matières se font dans des conteneurs adaptés :

- l'uranium naturel ou de retraitement<sup>69</sup> avant conversion est conditionné sous forme U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> dans des conteneurs de 220 l ;
- l'UF<sub>6</sub> naturel avant enrichissement est conditionné dans des conteneurs cylindriques spécialement conçus à cet effet (de type 48 Y) ;
- l'UF<sub>6</sub> enrichi (que ce soit à partir d'uranium naturel ou de retraitement) est conditionné dans des conteneurs cylindriques (de type 30 B).

---

<sup>69</sup> Entre La Hague où il est produit et le site du Tricastin où il est oxydé, l'URT est conditionné et transporté sous forme de nitrate d'uranyle.

### **III Un approvisionnement international dans un contexte de concurrence et de besoin de sécurisation**

Même si le nucléaire est un secteur industriel qui présente un certain nombre de spécificités impliquant des précautions particulières au regard de la sûreté, de la sécurité et de la radioprotection, les opérateurs, dans ce domaine comme dans toute activité industrielle contribuant à la marche de l'économie, doivent avoir une gestion prudente et responsable, et donc avoir une diversification des approvisionnements pour limiter les risques. Les raisonnements tenus pour le pétrole et le gaz valent aussi dans le secteur du nucléaire, personne ne remettra en cause la diversification des contrats d'approvisionnement en combustible nucléaire auprès de différents producteurs.

#### **III.1 L'approvisionnement en uranium naturel se fait exclusivement à l'international**

L'uranium naturel est réparti de façon assez homogène sur la surface de la planète. La publication *Uranium 2007 : Ressources, production et demande* (connu également sous le nom de Livre rouge), éditée par l'OCDE/AEN et par l'AIEA, « évalue à environ 5,5 millions de tonnes, contre 4,7 millions de tonnes en 2005, les ressources classiques connues, récupérables à un coût inférieur à 130 USD/kg<sup>70</sup>. Les ressources non découvertes, c'est-à-dire les gisements d'uranium que l'on peut espérer trouver si l'on se fonde sur les caractéristiques géologiques des ressources déjà découvertes, sont passées à 10,5 millions de tonnes, soit 0,5 million de tonnes de plus que les estimations données dans la précédente édition du rapport. Ces bons chiffres s'expliquent par la découverte de nouveaux gisements ainsi que par une réévaluation des ressources connues, les deux consécutives à la hausse des prix. »<sup>71</sup>. Les principaux gisements d'uranium intéressants se situent dans les zones suivantes : Australie, Kazakhstan, Canada, Namibie, Russie, États-Unis, Ouzbékistan, Niger.<sup>72</sup> Cette absence de concentration géographique des réserves d'uranium permet de ne pas dépendre d'un petit nombre de pays ou d'entités géographiques pour l'approvisionnement, comme c'est le cas pour le pétrole, et de faire jouer pleinement la concurrence. En revanche, dans cette répartition, l'Europe et la France en particulier ne sont pas richement dotées. La France (qui n'exploite aujourd'hui plus de mines d'uranium) dépend donc exclusivement de l'international pour son approvisionnement. Cet approvisionnement en uranium est cependant robuste car :

- les approvisionnements sont diversifiés puisque l'approvisionnement des réacteurs français provient d'une dizaine de pays différents ;
- la France, par l'intermédiaire d'AREVA<sup>73</sup>, a acquis des droits de propriété sur des gisements d'Uranium (Canada, Niger, Kazakhstan...) représentant à l'heure actuelle de l'ordre de 250 000 tonnes (soit environ 30 ans de consommation nationale) ;
- en termes économiques, l'uranium naturel représente un faible pourcentage du coût de production d'électricité : une variation importante du prix de l'uranium naturel aura donc un impact limité sur le prix de l'électricité d'origine nucléaire.

---

<sup>70</sup> USD : Dollar américain.

<sup>71</sup> Cf. communiqué de presse suite à la publication en 2008 de la dernière version du « Livre rouge » de l'AIEA

<sup>72</sup> Des gisements d'uranium sont également présents en France, principalement dans le Limousin. Au début des années 90, il a été décidé de mettre fin à cette exploitation.

<sup>73</sup> En 2009, le Groupe AREVA est devenu le premier producteur mondial d'uranium avec environ 15% du marché.

### III.2 La sécurisation de la fabrication du combustible nécessite une diversification des fournisseurs

La stratégie de diversification des approvisionnements mise en œuvre pour l'uranium naturel est aussi appliquée pour les opérations de conversion, d'enrichissement et de fabrication de combustible :

- La conversion peut être réalisée par 4 industriels disposant de 6 usines, avec une majorité des capacités installées en dehors de l'Union Européenne : Areva/ Comurhex (une usine en France), Cameco (une usine au Canada et une usine au Royaume-Uni), Converdun (une usine aux USA) et Tenex (deux usines en Russie) ;
- L'enrichissement peut être réalisé par 4 industriels disposant de 11 usines : Areva/Eurodif (deux usines en France, la seconde devant remplacer la première), Urenco (3 usines en Europe et une usine aux USA), Usec (une usine aux USA) et Tenex (4 usines en Russie) ;
- Les deux grands fournisseurs d'assemblages de combustible pour les réacteurs à eau sous pression à l'échelle mondiale sont « agréés » par l'ASN pour recharger les réacteurs d'EDF en France. La fabrication des assemblages pour EDF est réalisée dans les usines européennes de :
  - o Areva : France (toutes opérations), Belgique (pastillage – crayonnage – assemblage), Allemagne (toutes opérations) ;
  - o Westinghouse : Suède (toutes opérations), Grande-Bretagne (dé-conversion), Espagne (pastillage – crayonnage – assemblage).

La France maîtrise toutes les étapes du cycle du combustible de la conversion de l'uranium au recyclage en passant par l'enrichissement à l'exception de la conversion et l'enrichissement de l'URT. Cependant, toute installation industrielle peut connaître des défaillances opérationnelles qui peuvent interrompre la production. Il est donc nécessaire de se couvrir contre le risque de rupture d'approvisionnement. Pour l'éviter, EDF a donc une stratégie de gestion de stocks de secours et a diversifié ses contrats.

La plupart des électriciens mondiaux pratiquent une politique analogue de diversification pour se prémunir des risques de rupture d'approvisionnement. Ainsi, si EDF recourt à des installations situées à l'étranger, les électriciens étrangers ont largement recours aux installations françaises.

Cette approche permet ainsi une optimisation de l'ensemble des installations européennes ainsi que des installations russes permettant de mutualiser les risques de défaillance.

Concernant plus spécifiquement l'URT, la France ne disposant pas encore d'une filière de conversion/enrichissement nationale pour ce type de matière (pour les raisons évoquées au § II.3.2.2.1 *Le recyclage de l'uranium issu du traitement des combustibles usés*), le marché mondial a permis à EDF de le valoriser dans ses réacteurs. L'usine Georges Besse II actuellement en cours de construction fonctionnera selon la technique d'ultracentrifugation et pourrait, le cas échéant, procéder à l'enrichissement d'URT. Son démarrage est prévu en 2010, le module d'enrichissement de l'URT devrait être disponible à l'horizon 2012.

Il peut cependant être noté que si, en 2009, EDF n'a fait appel qu'à la Russie pour enrichir son URT, elle a aussi eu recours aux services de la société Urenco (basée aux Pays-Bas) durant ces 10 dernières années, cette société réalisant également l'enrichissement par ultracentrifugation.

Cette stratégie de sécurisation des approvisionnements ne peut se faire que si l'Etat est vigilant sur le traitement des substances nucléaires envoyées à l'étranger ainsi que sur les mouvements des substances nucléaires vers ou en dehors de la France. La réglementation française et internationale en vigueur permet de contrôler ces mouvements. Les modalités d'autorisation et de contrôle de ces mouvements sont présentées au § III.4 *Les contrôles associés aux mouvements internationaux de matières radioactives*.

### III.3 Les flux de matière

#### III.3.1 Exemple des flux générés par l'approvisionnement du parc français

A titre d'exemple, les flux 2008 entre les différentes étapes d'approvisionnement du parc EDF sont présentés ci-après.

- Mines d'uranium → Installations de conversion

		Installations de conversion : point d'arrivée			
		Comurhex (France)	Converdyn (USA)	Tenex (Russie)	Total
Origine du minerai : point de départ	Canada	2 250	100		2 350
	Niger	1 550			1 550
	Australie	710	360		1 070
	Kazakhstan	830		1 000	1 830
	Ouzbekistan	270	0	400	670
	Stock URT (Pierrelatte)			615	615
	USA	250	0		250
	Afrique du sud	220			220
	Rep. Tcheque	40			40
	Namibie	100			100
<b>Total</b>		<b>6 220</b>	<b>460</b>	<b>2 015</b>	<b>8 695</b>

Illustration 10 : Flux 2008 de concentrés d'uranium pour l'approvisionnement du parc EDF (exprimé en tonnes d'U sous forme U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)

- Installations de conversion → Installations d'enrichissement

		Installations d'enrichissement : point d'arrivée				
		Tenex (Russie)	Eurodif (France)	Urenco (GB, D, NL)	Usec (USA)	Total
Installations de conversion : point de départ	Comurhex (France)		3832	1800		5632
	Converdyn (USA)				400	400
	Tenex (Russie)	2083				2083
	Areva / HEU (USA)		600			600
	<b>Total</b>	<b>2083</b>	<b>4432</b>	<b>1800</b>	<b>400</b>	<b>8715</b>

Illustration 11 : Flux 2008 d'uranium converti pour l'approvisionnement du parc EDF (exprimé en tonnes d'U sous forme UF<sub>6</sub>)

- Installations d'enrichissement → Installations de dé-conversion / fabrication

		Installations de dé-conversion / fabrication : point d'arrivée					
		Stock Tampon (France)	AREVA		Westinghouse		Total
			(D)	(France)	(GB)	(Suède)	
Installations d'enrichissement : point de départ	Georges Besse I + Stock (France)		200	600	30	80	910
	Tenex (Russie)	70		130		50	180
	Urenco (NL, GB, D)	120					0
	USEC (USA)					50	50
	<b>Total</b>		<b>200</b>	<b>730</b>	<b>30</b>	<b>180</b>	<b>1140</b>

Illustration 12 : Flux 2008 d'uranium enrichi pour l'approvisionnement du parc EDF (exprimé en tonnes d'U sous forme U<sub>F6</sub>Enrichi)

### III.3.2 Zoom sur la Russie

La Russie est un acteur majeur du cycle du combustible :

- elle est le 5<sup>ème</sup> producteur mondial d'uranium destiné à la production de combustibles (issu de l'uranium naturel directement extrait des mines) ;
- elle est le 1<sup>er</sup> producteur d'uranium secondaire grâce à l'accord de désarmement conclu avec les USA, dit « HEU deal » ou encore « Megatonnes contre Megawatt », qui permet de reconvertir dans le domaine civil de l'uranium issu du démantèlement d'armes atomiques (par dilution d'uranium militaire hautement enrichi avec de l'uranium appauvri, cf. § II.4.2 *La valorisation de l'uranium appauvri et ses perspectives* ;
- elle est le premier fournisseur mondial de services de conversion et d'enrichissement.

EDF, pour les besoins du parc français, et AREVA pour ceux de ses autres clients, ont donc recours à ses services (achat d'uranium, conversion et enrichissement d'uranium naturel ou issu du traitement).

Les flux correspondant aux imports/exports entre la France et la Russie des 10 dernières années sont présentés dans les tableaux ci-après<sup>74</sup>.

- Uranium exporté vers la Russie (en tonnes d'uranium) :

année	Uranium naturel			Uranium appauvri			URT		
	AREVA	EDF	Total	AREVA <sup>75</sup>	EDF	Total	AREVA <sup>(76)</sup>	EDF	Total
<b>2000</b>	0	833	<b>833</b>	3785	0	<b>3785</b>	146	0	<b>146</b>
<b>2001</b>	0	0	<b>0</b>	4600	0	<b>4600</b>	462	0	<b>462</b>
<b>2002</b>	0	0	<b>0</b>	4905	0	<b>4905</b>	0	0	<b>0</b>
<b>2003</b>	245	0	<b>245</b>	4903	0	<b>4903</b>	336	0	<b>336</b>
<b>2004</b>	0	0	<b>0</b>	4385	0	<b>4385</b>	577	122	<b>699</b>
<b>2005</b>	312	823	<b>1135</b>	5626	0	<b>5626</b>	142	122	<b>264</b>
<b>2006</b>	505	1156	<b>1661</b>	6474	0	<b>6474</b>	188	338	<b>526</b>
<b>2007</b>	1347	118	<b>1465</b>	6315	0	<b>6315</b>	161	337	<b>498</b>
<b>2008</b>	1641	0	<b>1641</b>	6006	0	<b>6006</b>	180	609	<b>789</b>
<b>2009</b>	1586	109	<b>1695</b>	5610	0	<b>5610</b>	0	441 <sup>(77)</sup>	<b>441</b>

*Illustration 13 : Bilan des exportations d'uranium vers la Russie de 2000 à 2009*

<sup>74</sup> Les chiffres donnés ci-dessous concernant la société AREVA sont donnés hors contrats pour le compte d'EDF.

<sup>75</sup> Les réexpéditions d'uranium appauvri vers la Russie s'arrêteront fin 2010 pour des raisons commerciales comme annoncé par les Russes dès 2006.

<sup>76</sup> Il s'agit d'URT appartenant aux clients étrangers d'AREVA (principalement Allemands et Néerlandais) expédié en Russie pour leur compte et qui ne retourne pas en France après enrichissement.

<sup>77</sup> Un envoi de 145 t supplémentaires était programmé en décembre 2009. Il a été décalé à janvier 2010 pour des raisons logistiques.

- Uranium enrichi importé de Russie (en tonnes d'uranium)

année	AREVA		EDF		
	Besoin propre	Pour compte de tiers <sup>(78)</sup>	UNE Direct <sup>(79)</sup>	URE Direct <sup>80</sup>	UNE indirect
2000	59	55	101	0	0
2001	252	29	22	0	0
2002	279	29	22	0	0
2003	475	46	0	0	0
2004	575	29	44	18	0
2005	489	55	154	18	0
2006	616	42	117	0	118
2007	533	46	75	37	151
2008	642	63	113	38	102
2009	702	49	114	75	105

*Illustration 14 : Bilan des importations d'uranium en provenance de la Russie de 2000 à 2009*

L'uranium importé par EDF, une fois enrichi, est expédié dans les usines de fabrication d'assemblages :

- s'il s'agit d'une usine située en France, l'importation est directe de la Russie vers la France ;
- s'il s'agit d'une usine située à l'étranger (Allemagne, Suède), l'importation sera in fine sous forme d'assemblages livrés dans les centrales nucléaires françaises, cette importation indirecte sera enregistrée dans la comptabilité nationale comme une importation depuis le pays de fabrication.

Les tonnages ci-dessus comptabilisent les importations directes et indirectes.

Les échanges avec la Russie peuvent également être comparés au bilan des exportations et importations directes avec l'ensemble des pays concernés par l'industrie nucléaire, établi par la Direction générale de l'énergie et du climat (DGEC) sur la base des déclarations EURATOM transmises par l'IRSN<sup>81</sup>.

<sup>78</sup> AREVA fournit ses services de fabrication de combustibles. Dans ce cadre, les clients font livrer l'uranium enrichi à Romans sur Isère. Dans certains cas, cet uranium provient de Russie.

<sup>79</sup> Ces flux d'uranium naturel enrichi (UNE) « directs » et « indirects » sont expliqués juste après ce tableau.

<sup>80</sup> L'URT enrichi est renvoyé vers EDF avec généralement un an de décalage du fait des délais techniques liés à l'enrichissement. Ainsi les quantités récupérées par EDF en 2007 correspondent aux quantités envoyées depuis 2006. Par ailleurs, il faut (en fonction de la qualité de la matière) entre 120 et 170 t d'URT pour fabriquer une recharge de combustibles à base d'URE (qui contient environ 18 t d'URE).

<sup>81</sup> Les chiffres présentés ci-dessous diffèrent de ceux transmis par la DGEC au Haut comité par courrier SD4/A/NOT11/230 du 12 novembre 2009 (cf. annexe 4), car ces derniers s'arrêtaient au 31 juillet 2009.



- *Bilan des importations et exportations directes<sup>82</sup> avec l'ensemble des pays concernés par l'industrie nucléaire, dont la Russie (en tonnes)*

	<b>Total des exportations</b>		<b>Part des exportations vers la Russie</b>	
	<i>Cumul 2006-2009</i>	<i>Flux annuel moyen</i>	<i>Cumul 2006-2009</i>	<i>Flux annuel moyen</i>
<b>Uranium appauvri</b>	34 229	8 557	24 406	6 102
<b>Uranium naturel</b>	20 845	5 211	6 463	1 616
<b>Uranium légèrement enrichi</b>	7 394	1 849	2 254	564
<b>Uranium hautement enrichi</b>	2	<i>ns</i>	0	<i>ns</i>
<b>Plutonium</b>	9	<i>ns</i>	0	<i>ns</i>
<b>Thorium</b>	12	<i>ns</i>	0	<i>ns</i>

*ns=non significatif*

*Illustration 15 : Bilan des exportations directes avec l'ensemble des pays concernés par l'industrie nucléaire, dont la Russie (en tonnes de métal lourd)*

	<b>Total des importations</b>		<b>Part des importations de Russie</b>	
	<i>Cumul 2006-2009</i>	<i>Flux annuel moyen</i>	<i>Cumul 2006-2009</i>	<i>Flux annuel moyen</i>
<b>Uranium appauvri</b>	17 465	4 366	5	<i>ns</i>
<b>Uranium naturel</b>	44 680	11 170	0	<i>ns</i>
<b>Uranium légèrement enrichi<sup>83</sup></b>	7 194	1 799	3 263	816
<b>Uranium hautement enrichi</b>	0	<i>ns</i>	0	<i>ns</i>
<b>Plutonium</b>	2	<i>ns</i>	0	<i>ns</i>
<b>Thorium</b>	0	<i>ns</i>	0	<i>ns</i>

*Illustration 16 : Bilan des importations indirectes avec l'ensemble des pays concernés par l'industrie nucléaire, dont la Russie (en tonnes de métal lourd)*

#### III.4 Les contrôles associés aux mouvements internationaux de matières radioactives

**L'exportation des matières nucléaires est soumise à autorisation** en application du règlement communautaire CE n°428/2009 du 5 mai 2009 sur le contrôle des exportations de biens à double usage.

Pour ce qui concerne l'application en France de ce règlement, la procédure d'instruction et de délivrance des licences d'exportation vient d'être profondément modifiée par des décrets en date du 18 mars 2010, qui sont entrés en vigueur le 1<sup>er</sup> avril.

Les dossiers soumis se présentent toujours sous la forme d'**une demande de licence individuelle**. Cette licence est accordée pour une matière, à une entreprise, dans la limite d'une quantité (avec indication d'une valeur déterminée), pour une destination dans un pays et une entreprise. La licence est valable deux ans. Il existe également des licences globales et des licences générales, mais ces dernières ne sont pas utilisées pour l'exportation de matières radioactives.

<sup>82</sup> La notion de flux « directs » et « indirects » est explicités ci-dessus.

<sup>83</sup> Outre l'uranium naturel enrichi à moins de 5 %, cette ligne intègre également l'URT et l'URE.

Jusqu'au 1er avril 2010, les licences d'exportation relatives aux matières nucléaires étaient délivrées par le service des titres du commerce extérieur (SETICE) de la direction générale des douanes et des droits indirects (DGDDI), compétent en dernier ressort pour délivrer la licence, après instruction sur le fond effectuée par la DGEC.

Concrètement, avant la mise en œuvre de la nouvelle procédure, la demande de licence de matières radioactives était adressée par le SETICE à la DGEC (sous-direction de l'industrie nucléaire) qui instruisait le dossier, en recueillant, si nécessaire, l'avis des autres administrations concernées (Ministère des affaires étrangères, secrétariat général à la défense nationale, ministère de la défense, CEA). Les modalités d'instruction dépendaient de trois critères destinés à apprécier la sensibilité de la demande : nature des matières, quantité et pays de destination. En fonction de ces critères, du moins au plus sensible, la DGEC (i) soit, donnait un avis sans consulter les autres ministères (procédure dite d'exemption), (ii) soit, donnait un avis après consultation écrite des départements ministériels concernés avec une procédure de silence (procédure de consultation) (iii) soit, transmettait la demande au ministère des affaires étrangères, qui menait alors une nouvelle procédure de consultation du « Groupe interministériel restreint » (GIR).

Depuis le 1er avril 2010, l'instruction des dossiers de licences et leur délivrance sont effectuées par un même service, le service des biens à double usage (SBDU), placé au sein de la direction générale de la compétitivité, de l'industrie et des services (DGCIS) du ministère de l'économie, de l'industrie et de l'emploi. Ce service a été institué par le décret n°2010-292 du 18 mars 2010 « relatif aux procédures d'autorisation d'exportation, de transfert, de courtage et de transit de biens et technologies à double usage et portant transfert de compétence de la direction générale des douanes et droits indirects à la direction générale de la compétitivité, de l'industrie et des services ».

En parallèle, un autre décret n°2010-294 du 18 mars 2010 a institué une commission interministérielle des biens à double usage (CIBDU), placée sous la présidence du ministère des affaires étrangères et européennes, qui est chargée de rendre un avis sur les demandes d'exportation de biens à double usage (c'est à dire biens, équipements et matières) qui lui sont soumises, soit par le SBDU, soit par l'un de ses membres. Le secrétariat de cette commission est assuré par le SBDU.

### III.5 Les conditions des transports

#### III.5.1.1 Nature des transports entre la France et la Russie

Pour les raisons qui ont été présentées au § II.2 *La sécurisation de la fabrication du combustible nécessite une diversification des fournisseurs*, la France a, en 2009, fait enrichir son URT dans les installations de la société Rosatom à Tomsk en Russie.

La France envoie de l'URT sous la forme d' $U_3O_8$  (produit solide très stable). En retour, la France reçoit de l'uranium enrichi qui lui est adressé sous la forme d' $UF_6$ . Ce produit est transporté sous forme solide dans des conteneurs cylindriques de standard international identiques à ceux utilisés pour l'uranium naturel enrichi.

Un bilan des échanges d'uranium entre la France et la Russie est présenté au § III.3.2 *Zoom sur la Russie*.

### III.5.1.2 Elaboration et objectifs de la réglementation

Le caractère international des transports de matières radioactives a donné naissance à une réglementation, élaborée sous l'égide de l'AIEA, qui permet d'atteindre un très haut niveau de sûreté.

Cette réglementation internationale est composée des textes suivants :

- l'Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route (ADR) élaboré par la Commission économique des nations unies pour l'Europe ;
- le Règlement concernant le transport international ferroviaire des marchandises dangereuses (RID) élaboré par l'Organisation Intergouvernementale pour les Transports Internationaux Ferroviaires (OTIF) ;
- le Code maritime international des marchandises dangereuses (code IMDG) élaboré par l'Organisation Maritime Internationale (OMI) ;
- les Instructions techniques pour la sécurité du transport aérien des marchandises dangereuses élaborées par l'Organisation de l'Aviation Civile Internationale (OACI).

Ces réglementations modales sont ensuite intégralement transposées en droit français et sont rendues applicables par des arrêtés interministériels, en particulier l'arrêté du 29 mai 2009 relatif aux transports de marchandises dangereuses par voies terrestres (dit « arrêté TMD »).

### III.5.1.3 Organisation du contrôle des transports

En vertu de la loi n°2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (loi TSN), l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) est chargée de contrôler la sûreté du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil et du contrôle de l'application de la loi. L'ASN est également chargée de délivrer les agréments pour les types de colis et de transport qui l'exigent.

Le contrôle du transport de matières radioactives ou fissiles intéressant la défense nationale relève quant à lui du délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les activités et installations intéressant la défense (DSND).

Il convient par ailleurs de distinguer la sûreté (prévention des accidents) dont sont chargés l'ASN et le DSND de la lutte contre la malveillance ou protection physique, qui consiste à empêcher les pertes, disparitions, vols et détournements des matières nucléaires (matières utilisables pour des armes). C'est le Haut Fonctionnaire de défense et de sécurité (HFDS) auprès du ministre de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de la mer qui en est l'autorité responsable.

Enfin, un certain nombre d'autres administrations interviennent sur des domaines distincts de la sûreté mais avec de nombreuses interfaces. La répartition des différentes missions est synthétisée dans le tableau ci-dessous en fonction des modes de transport :

<b>Mode de transport</b>	<b>Contrôle du mode de transport</b>	<b>Contrôle des colis</b>
Mer	La Direction générale des infrastructures, des transports et de la mer (DGITM) du ministère de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de la mer (MEEDDM) L'ASN intervient pour le contrôle du respect des prescriptions contenues dans le Recueil international de règles de sécurité pour le transport de combustibles nucléaires irradiés, de plutonium et de déchets hautement radioactifs en colis à bord des navires (recueil INF).	La DGITM est compétente pour le contrôle des colis de marchandises dangereuses en général et en coordination étroite avec l'ASN pour les colis de matières radioactives.
Route, rail, voies navigables	Les règles de conception sont définies par la délégation de la sécurité et de la circulation routière du ministère de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de la mer (MEEDDM).	La direction générale de prévention des risques (DGPR) est chargée du contrôle des colis de marchandises dangereuses en général et en coordination étroite avec l'ASN pour les matières radioactives.
Air	La direction générale de l'aviation civile (DGAC) du ministère de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de la mer (MEEDDM)	La DGAC est compétente pour le contrôle des colis de marchandises dangereuses en général et en coordination étroite avec l'ASN pour les colis de matières radioactives.

En Russie, le contrôle des conditions de transport est effectué par Rostechнадзор, qui est l'agence gouvernementale russe chargée du contrôle de la sûreté nucléaire.

## **IV Les déchets radioactifs et matières valorisables : définitions et méthodologies de classification**

### ***L'uranium de recyclage issu du traitement des combustibles usés et l'uranium appauvri : matières valorisables ou déchets ?***

#### IV.1 Déchets radioactifs et matières valorisables

##### *IV.1.1 Rappel des termes de la loi de programme n°2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion des matières et déchets radioactifs*

L'article 5 de la loi de programme n°2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion des matières et déchets radioactifs, qui crée l'article L542-1-1 du code de l'environnement, donne la définition générale d'une substance radioactive :

*« Une substance radioactive est une substance qui contient des radionucléides, naturels ou artificiels, dont l'activité ou la concentration justifie un contrôle de radioprotection. »*

A partir de cette définition, l'article 5 de la loi de programme n°2006-739 du 28 juin 2006 sur la gestion des matières et déchets radioactifs précise la définition d'une matière radioactive et des déchets radioactifs :

*« Une matière radioactive est une substance radioactive pour laquelle une utilisation ultérieure est prévue ou envisagée, le cas échéant après traitement. »*

*« Les déchets radioactifs sont des substances radioactives pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue ou envisagée.*

[...]

*Les déchets radioactifs ultimes sont des déchets radioactifs qui ne peuvent plus être traités dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de leur part valorisable ou par réduction de leur caractère polluant ou dangereux. »*

Par ailleurs, l'article 5 indique que :

*« Un combustible nucléaire est regardé comme un combustible usé lorsque, après avoir été irradié dans le cœur d'un réacteur, il en est définitivement retiré. »*

##### *IV.1.2 Les mécanismes de classification des déchets et des matières*

La classification des matières en tant que déchets ou matières valorisables relève en premier lieu de la **responsabilité de l'industriel** qui les génère. Cette classification doit obéir aux dispositions prévues par la loi n° 2006-739. Le gouvernement s'en assure, notamment au travers du plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) prévu à l'article 6 de cette loi.

***Le PNGMDR : un outil essentiel dans la gestion des matières et des déchets radioactifs ...***

*La France est l'un des premiers pays à s'être doté d'une stratégie de gestion des déchets MA-HAVL<sup>84</sup> avec la loi « Bataille » de 1991 qui donnait un rendez-vous 15 ans après en 2006. Durant cette période, les pouvoirs publics avaient élargi le champ d'intervention des déchets MA-HAVL à l'ensemble des déchets radioactifs : cela avait conduit à l'élaboration d'un plan national de gestion des déchets radioactifs. Le débat public précédant le vote de la loi du 28 juin 2006 est allé au-delà en montrant l'intérêt de regarder aussi les matières radioactives. Cette loi a donc élargi le périmètre de ce plan national à la gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) qui vise à :*

- 1. dresser le bilan des modes de gestion existants des matières et des déchets radioactifs ;*
- 2. recenser les besoins prévisibles d'installations d'entreposage ou de stockage, et préciser les capacités nécessaires ainsi que les durées d'entreposage ;*
- 3. déterminer les objectifs à atteindre pour les déchets radioactifs qui ne font pas encore l'objet d'un mode de gestion définitif.*

*Le plan national est établi et mis à jour tous les trois ans par le Gouvernement et l'Autorité de sûreté nucléaire. Il est transmis au Parlement, qui en saisit pour évaluation l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, et rendu public.*

*Il est intéressant de constater que le Conseil de l'Union européenne a adopté le 7 janvier 2009 une résolution s'inspirant largement des principes posés dans la loi française, en particulier en ce qui concerne la mise en place de plans nationaux de gestion du combustible usé et des déchets radioactifs. La France travaille activement avec ses homologues européens dans la perspective d'un projet de directive européenne sur le sujet en 2010.*

Le plan national de gestion des matières et déchets radioactifs est élaboré par la direction générale de l'énergie et du climat du ministère de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de la mer et l'Autorité de sûreté nucléaire. Ce plan est construit à partir :

- des informations disponibles dans l'inventaire national des matières et déchets radioactifs réalisé par l'ANDRA sur la base des données déclarées par les producteurs et détenteurs de déchets et matières ;
- des études fournies dans le cadre des précédentes éditions du PNGMDR.

Ce plan est examiné dans le cadre d'un groupe de concertation pluraliste, composé notamment de représentants de l'administration, de l'IRSN<sup>85</sup> et de l'ANDRA, de représentants des producteurs de matières et déchets radioactifs, d'origine nucléaire ou non, et de représentants d'associations de protection de l'environnement.

---

<sup>84</sup> Déchets moyenne activité et haute activité vie longue

<sup>85</sup> Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

Le bilan réalisé dans le cadre du PNGMDR doit apporter une évaluation du caractère effectivement valorisable ou non des matières considérées. La classification matière / déchet y est confirmée par le Gouvernement :

- si un procédé de valorisation est d'ores et déjà opérationnel ;
- ou si une filière de valorisation crédible sur le plan technico-économique peut être envisagée pour l'avenir.

Pour l'évaluation du caractère valorisable d'une matière, l'ensemble des filières de réutilisation possibles sont considérées et évaluées, y compris celles situées à l'étranger.

Ainsi, **le classement en tant que matière ou déchet n'est pas définitif**. Cette évaluation est réalisée sur le fondement de l'évolution des technologies et des perspectives de valorisation : de nouvelles technologies peuvent ouvrir la voie à de nouvelles possibilités de valorisation, ou au contraire une évolution du contexte industriel, politique et / ou technico-économique peut remettre en cause une réutilisation envisagée.

***Compte tenu des perspectives de recyclage décrites auparavant, et aux termes de la loi du 28 juin 2006, l'Uranium de retraitement et l'Uranium appauvri sont aujourd'hui classés comme des matières radioactives valorisables.***

***Il est cependant important de souligner que, en application de la loi n°2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion des matières et déchets radioactifs, une matière n'est pas nécessairement immédiatement valorisable. Le classement en tant que « matière » tient aussi compte des perspectives de valorisations futures. A l'occasion de chaque révision du PNGMDR (tous les 3 ans), la crédibilité des filières de valorisation relatives aux matières qui ne sont pas immédiatement valorisables est vérifiée.***

***Au-delà, et comme nous l'avons déjà indiqué au § II.4.2, la gestion des matières (dont l'uranium appauvri) a été sécurisée en imposant à leurs détenteurs d'étudier leur gestion dans l'hypothèse où elles deviendraient des déchets en raison du non aboutissement des filières de valorisation aujourd'hui imaginées ou de l'arrêt des filières de valorisation existantes<sup>86</sup>.***

***Le Haut comité considère que le statut des substances (matières ou déchets) n'est pas le seul sujet: la sûreté à long terme de la gestion des matières et des déchets est en effet est un enjeu essentiel. La dernière édition du PNGMDR procède d'ailleurs à une première avancée dans cette direction. Le Haut comité considère nécessaire de poursuivre dans cette voie pour entièrement sécuriser la gestion à long terme des matières.***

## IV.2 Panorama des contextes réglementaires existants avec les pays avec lequel des échanges ont lieu pour l'enrichissement

### *IV.2.1 La convention commune*

La Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs est le premier instrument juridique applicable à ces questions à l'échelle mondiale. Elle est le résultat des discussions internationales qui ont été engagées à la suite de l'adoption de la Convention sur la sûreté nucléaire en 1994.

---

<sup>86</sup> Le non aboutissement des filières peut être lié à des obstacles techniques ou politiques (la décision de créer de nouvelles filières impose en effet un accord de la représentation nationale).

La France a signé la Convention commune le 29 septembre 1997, le premier jour où elle a été ouverte pour signature durant la conférence générale de l'AIEA. La France l'a approuvée le 22 février 2000 et a déposé les instruments correspondants auprès de l'AIEA le 27 avril 2000. La Convention commune est entrée en vigueur le 18 juin 2001.

La Convention appelle des réunions périodiques d'examen des parties contractantes. Chaque Partie contractante est tenue de soumettre un rapport national à chaque réunion d'examen, qui porte sur les mesures prises pour appliquer chacune des dispositions de la Convention.

La France est active depuis de nombreuses années dans les actions internationales pour renforcer la sûreté nucléaire et elle considère la Convention commune comme une étape importante dans cette direction. Les domaines qu'elle couvre font partie depuis longtemps de la démarche française de sûreté nucléaire.

#### *IV.2.2 Le projet de directive européenne sur la gestion durable des combustibles usés et des déchets radioactifs*

La Commission Européenne a fait part de sa volonté de proposer prochainement une directive sur la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé. A ce stade, la Commission indique qu'elle n'a pas encore commencé à rédiger son projet, étant concentrée sur l'analyse d'impact d'une telle directive, et sur diverses consultations en amont de son projet.

L'ENSREG (*European Nuclear Safety Regulator Group*) est l'une des instances réfléchissant au champ et au contenu possible d'une telle directive. L'ENSREG est en effet un groupe créé en 2007 pour conseiller et assister la Commission pour élaborer progressivement une vision commune et, éventuellement de nouvelles règles européennes dans les domaines de la sûreté des installations nucléaires, et la gestion sûre des combustibles irradiés et les déchets radioactifs. Ce groupe constitue une plate-forme d'échanges entre participants (représentants des régulateurs en matière de sûreté nucléaire ou de gestion sûre des déchets radioactifs, ainsi que de la Commission Européenne). L'ENSREG a examiné deux volets possibles d'une telle directive :

- **La sûreté de gestion.** L'ENSREG a discuté de l'opportunité de proposer un cadre harmonisé pour la sûreté de la gestion des déchets et combustibles usés ; l'ENSREG préfère cependant orienter sa proposition plutôt sur la politique de gestion des déchets radioactifs et du combustible usé.
- **La politique de gestion.** L'ENSREG proposera probablement à la Commission un texte rappelant la responsabilité de chaque Etat Membre dans la gestion de ses déchets radioactifs et combustibles usés, et portant obligation pour chaque Etat Membre de rédiger et publier un plan national de gestion des déchets radioactifs et des combustibles usés. Il s'agit de la continuité de la "Résolution du Conseil sur la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs" (du 16 décembre 2008), que la France avait fortement soutenue.

La France joue un rôle moteur au sein de l'ENSREG et soutient pleinement le projet de directive.

Par ailleurs, d'autres contributions informelles sont en cours d'élaboration, pour conseiller la Commission sur le champ de la directive. C'est notamment le cas de l'ENEF (*European Nuclear Energy Forum*), qui prépare un document intitulé « *Contribution to the public consultation process due to the possible legal binding instrument in the field of nuclear waste management* ».

La Commission Européenne a aussi élaboré un projet de questionnaire de consultation publique, intitulé « *Questionnaire for (Citizens, Organisations/Companies, Authorities) - Possible approaches for a possible revised EU legislative proposal on the Management of Spent Fuel and Radioactive Waste* ».



Suite à ces consultations et contributions, la Commission Européenne pourrait proposer un projet de directive à l'été 2010.

#### *IV.2.3 Cadre législatif et réglementaire des autres pays enrichisseurs*

En Russie, en France ou ailleurs, l'enrichisseur devient propriétaire de l'uranium appauvri. Ce qui se passe en Russie est donc à cet égard identique à ce qui se passe en France : à Pierrelatte, AREVA prend la possession de l'uranium appauvri issu de l'uranium qu'il enrichit, que ce soit de l'uranium EDF ou d'un client étranger (américains, allemands, anglais...).

Le Haut comité a par ailleurs procédé à une revue des réglementations des différents pays enrichisseurs (Russie, USA, Pays-Bas, Allemagne, Angleterre). Il en ressort que tous ces pays considèrent l'uranium appauvri comme une matière valorisable. Pour plus d'informations, le cadre juridique de chacun de ces pays figure en annexe 11.

## V La transparence du cycle : Etat des lieux et perspectives en matière d'information ?

Les mouvements de matières et les opérations réalisées à l'étranger n'étaient pas tenues secrètes par le gouvernement français comme en attestent les publications suivantes :

- *L'énergie nucléaire en 110 questions*, publié par la DGEMP (appartenant alors au Ministère de l'économie, des finances et de l'industrie), indiquait publiquement dès 2000 que « *les volumes [d'Uranium retraité] utilisés aujourd'hui en France ne justifient pas l'extension ou la création d'une industrie spécifique complète de fabrication de combustible URT, c'est pourquoi il est fait recours aux installations existant à l'étranger, en Fédération de Russie par exemple.* »
- *Le Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs* (PNGMDR), publié en 2007, indique que le réenrichissement de l'URT est fait à l'étranger : « *Une partie de l'uranium de retraitement séparé dans les usines de retraitement de COGEMA la Hague est reconverti en UF<sub>6</sub> pour être réenrichi en isotope 235 à l'étranger. La quantité d'uranium ainsi reconvertie correspond environ au tiers de l'uranium de retraitement séparé à la Hague annuellement par COGEMA pour EDF. L'uranium de retraitement ainsi enrichi est réutilisé pour fabriquer du combustible nucléaire. Ce combustible est brûlé dans deux réacteurs nucléaires d'EDF à Cruas. L'uranium de retraitement est donc en partie valorisé, le reste est entreposé.* »
- Le communiqué diffusé le 12/10/09 par l'association Robin des Bois, dont le titre est « *Déchets nucléaires : rien de neuf* ».

Il faut également noter que, le 25 septembre 1995, une mission parlementaire, composée de treize députés et trois sénateurs, de toutes tendances politiques confondues, s'est rendue en Russie, à Tomsk (appelée aussi Seversk), afin de visiter les installations industrielles russes réalisant des opérations d'enrichissement pour le compte d'EDF.

Si l'existence de ces mouvements de matières était effectivement non couverte par le secret, par contre l'importance de ces mouvements et les quantités précises des diverses matières mises en jeu n'étaient pas accessibles avant ce rapport du Haut comité et, pour partie, avant la dernière édition du PNGMDR (adressée au parlement en mars 2010).

Cette édition comprend en effet des **compléments notables** en ce qui concerne les informations sur les matières radioactives, avec en particulier un bilan des flux de matières aux frontières (page 39 du PNGMDR), une description plus détaillée des conditions d'entreposage des matières en France, et une analyse plus approfondie du caractère valorisable des matières radioactives. Une version projet de ce rapport avait été remise au Haut Comité en novembre 2009 ; l'ASN et la DGEC ont ensuite présenté ce projet au Haut Comité à l'occasion de sa réunion du 26 janvier 2010.

En ce qui concerne le recours aux installations d'enrichissement russes, le rapport PNGMDR 2010-2012 le mentionne explicitement (cf. p 41 du PNGMDR).

***Le Haut comité constate cependant que ces documents, même s'ils sont librement accessibles au public via internet, sont difficiles d'accès pour le grand public. Le Haut Comité constate également que certains éléments de communication des exploitants nucléaires ont pu laisser croire à l'existence d'un cycle complètement fermé dans lequel toutes les matières issues du traitement étaient immédiatement et en totalité recyclées, sans que les limites à un recyclage intégral des matières issues du recyclage soient exposées.***

***En conséquence, le Haut comité formule les recommandations suivantes :***

***Recommandation n°1 :***

Tout en reconnaissant que l'information destinée au grand public doit être aisément accessible et compréhensible, ce qui conduit souvent à épurer le discours de tout détail technique superflu, le Haut comité considère que l'information adressée au public doit néanmoins présenter le cycle du combustible de manière suffisamment précise pour faire notamment apparaître :

- les déchets ;
- les matières immédiatement valorisées ;
- les matières entreposées en attente de valorisation (en précisant dans ce cas les perspectives de valorisations)

Le Haut comité considère également que les responsabilités des différents acteurs et la question du transfert de propriété lors de l'enrichissement doivent être explicitées.

Il recommande en conséquence que les acteurs de la filière nucléaire et les parties intéressées s'assurent de la complétude de l'information délivrée au public sur ces différents points et, en particulier, qu'ils utilisent de préférence la notion de « cycle avec traitement des combustibles ».

En matière d'information, ***le Haut comité tient à souligner les avancées de la dernière édition du PNGMDR*** qui a notamment permis de clarifier les déchets et les matières produits aux différents stades du cycle du combustible, ainsi que le rôle important des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération qui devraient permettre (si ce projet va à son terme) le recyclage de certaines matières (dont l'uranium appauvri)<sup>87</sup>.

***Recommandation n°2 :***

Le Haut comité recommande, en premier lieu au gouvernement et à l'Autorité de sûreté nucléaire, de développer la notoriété du PNGMDR, véritable outil de référence, afin qu'il soit plus largement connu par le grand public.

Le Haut comité recommande également que, en relation avec ce qui a été développé au § IV.1.2 *Les mécanismes de classification des déchets et des matières*, le Gouvernement et l'Autorité de sûreté nucléaire poursuivent les démarches initiées dans le cadre de la dernière édition du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) afin de sécuriser la gestion à long terme des matières en tenant compte dès à présent d'un hypothétique reclassement de ces matières en déchets.

---

<sup>87</sup> Même si cette filière fait l'objet de développements importants, le Haut comité rappelle que sa mise en œuvre reste une perspective qui peut à tout moment être remise en cause en fonction du contexte technique, économique et politique (cf. recommandation n°4).

**Recommandation n°3 :**

Dans le prolongement des débats parlementaires, le Haut comité recommande également la tenue d'un débat public lors de la parution de chaque nouvelle édition du PNGMDR dans l'objectif de confronter périodiquement le point de vue de tous les acteurs concernés sur les acquis et les perspectives dans les domaines du cycle du combustible et de la gestion des déchets. Ce débat devrait se tenir sous l'égide du Haut comité conformément aux termes de l'article 10 de la loi du 28 juin 2006.

Comme nous l'avons vu au § IV.1.2, *les mécanismes de classification des déchets et des matières, le classement en tant que matière ou déchet n'est pas définitif*. Compte tenu des perspectives de recyclage décrites auparavant, et aux termes de la loi du 28 juin 2006, l'Uranium de retraitement et l'Uranium appauvri sont aujourd'hui classés comme des matières radioactives valorisables. Il est cependant important de souligner que, en application de la loi n°2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion des matières et déchets radioactifs, *une matière n'est pas nécessairement immédiatement valorisable*.

**Recommandation n°4 :**

En relation avec la recommandation n°1, le Haut comité recommande que le public soit mieux informé :

- de la distinction établie par la loi française entre matières et déchets radioactifs ;
- des possibilités d'évolution dans le temps du classement qui touche les matières et les déchets radioactifs, en fonction du contexte politique, technologique et économique.

Ce rapport du Haut comité participe à l'effort de clarification des :

- flux de matières et de déchets produits aux différents stades du cycle du combustible ;
- flux de matières importées et exportées ;
- stocks de matières valorisables.

**Recommandation n°5 :**

Le Haut comité recommande que le ministère en charge de l'énergie lui adresse chaque année un état des lieux des flux et des stocks décrits dans le présent rapport.

**Recommandation n°6 :**

Le Haut comité recommande également que ces données soient compilées dans le PNGMDR à l'occasion de chaque mise à jour, tous les trois ans (afin de tenir à jour l'état des lieux qui a été constitué dans ce rapport du Haut comité).

Enfin, le Haut comité constate que l'article 19 de la loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (dite loi TSN) dispose que les exigences de transparence de cette loi s'appliquent au responsable d'un transport de substances radioactives dès que les quantités transportées dépassent des seuils fixés par décret.

***Recommandation n°7 :***

Le Haut comité recommande que ce décret soit publié dans les meilleurs délais.

## GLOSSAIRE

AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ANDRA	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
CIBDU	Commission interministérielle des biens à double usage
DGAC	Direction générale de l'aviation civile
DGCIS	Direction générale de la compétitivité, de l'industrie et des services
DGDDI	Direction générale des douanes et des droits indirects
DGEC	Direction générale de l'énergie et du climat (ministère de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de la mer)
DGITM	Direction générale des infrastructures, des transports et de la mer
DOE	Département de l'énergie des Etats-Unis
DSND	Déléguée à la sûreté nucléaire des installations intéressant la défense
FMA-VC	Déchets faibles et moyennes activités à vie courte
GW	Un watt est la puissance d'un système énergétique (dans lequel est transférée uniformément une énergie de 1 joule pendant 1 seconde), un gigawatt (GW) correspond à un milliard de watt
HA-VL	Déchets hautes activités à vie longue
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
MA-VL	Déchets moyenne activité à vie longue
MeV	Un électron volt est une unité de mesure d'énergie qui correspond à $1,6 \cdot 10^{-19}$ Joule. Un Megaélectronvolt (MeV) est égal à $10^6$ eV.
MOX	Combustible composé d'un mélange d'Oxydes de plutonium et d'uranium appauvri
OPECST	Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques
PNGMDR	Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs
RNR	Réacteurs à neutrons rapides
SBDU	Service des biens à double usage
SETICE	Service des titres du commerce extérieur
TFA	Déchets très faible activité
TML	Tonne de métal lourd (cette unité est utilisée lorsque plusieurs métaux lourds, comme le plutonium et l'uranium sont mis en jeu, principalement lors des opérations réalisées lors et après le traitement des combustibles, après l'irradiation en réacteurs)
TU	Tonne d'uranium (cette unité est utilisée lorsque l'uranium est le seul métal lourd mis en jeu, principalement lors des opérations réalisées lors de la fabrication du combustible, avant l'irradiation en réacteurs)
TWh	Le kilowatt-heure (kWh) est une unité de mesure d'énergie correspondant à l'énergie consommée par un appareil d'une puissance de 1 000 watts (1 kW), par exemple un fer à repasser, pour le faire fonctionner pendant une heure. Elle vaut 3,6 mégajoules (MJ). Un Terawatt heure (TWh) correspond à 1 milliard de kWh.
Uapp	Uranium appauvri
Unat	Uranium naturel
UNE	Uranium naturel enrichi
URT	Uranium de recyclage issu du traitement des combustibles usés
URE	Uranium de recyclage enrichi

UTS  
WENRA

Unité de Travail de Séparation (Installation d'enrichissement)  
Association des responsables d'Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe  
de l'Ouest (Western european nuclear regulators association)

## **Table des illustrations**

Illustration 1 : Schéma du cycle du combustible – Inspiré de la synthèse du PNGMDR 2010-2012 .	12
Illustration 2 : Présentation des flux historiques et prévisionnels à partir de 2010 (avec recyclage de 120 t MOX et 4 tranches URE) .....	14
Illustration 3 : Activité d'un gramme d'uranium de composition isotopique naturelle .....	16
Illustration 4 : Compositions isotopiques indicatives de l'uranium naturel et de l'URT pour un combustible standard d'EDF (exprimée en parties par millions (masse)).....	19
Illustration 5 : Caractéristiques des cœurs de réacteurs.....	23
Illustration 6 : Schéma représentant le bilan matière du traitement d'un assemblage combustible usé de 500 kg. ....	24
Illustration 7 : Inventaire de l'uranium de recyclage détenu par AREVA (au 31 décembre 2008) .....	26
Illustration 8 : Illustration de la possibilité d'arbitrage entre uranium et services d'enrichissement ..	31
Illustration 9 : Inventaire de l'uranium appauvri détenu par AREVA sous formes $U_3O_8$ et $UF_6$ (au 31 décembre 2008) .....	34
Illustration 10 : Flux 2008 de concentrés d'uranium pour l'approvisionnement du parc EDF (exprimé en tonnes d'U sous forme $U_3O_8$ ).....	38
Illustration 11 : Flux 2008 d'uranium converti pour l'approvisionnement du parc EDF (exprimé en tonnes d'U sous forme $UF_6$ ) .....	38
Illustration 12 : Flux 2008 d'uranium enrichi pour l'approvisionnement du parc EDF (exprimé en tonnes d'U sous forme $U_{F6}$ Enrichi ) .....	38
Illustration 13 : Bilan des exportations d'uranium vers la Russie de 2000 à 2009 .....	39
Illustration 14 : Bilan des importations d'uranium en provenance de la Russie de 2000 à 2009.....	40
Illustration 15 : Bilan des exportations directes avec l'ensemble des pays concernés par l'industrie nucléaire, dont la Russie (en tonnes de métal lourd).....	41
Illustration 16 : Bilan des importations indirectes avec l'ensemble des pays concernés par l'industrie nucléaire, dont la Russie (en tonnes de métal lourd) .....	41



## **ANNEXES**

- Annexe 1 : Saisine du ministre d'Etat, ministre de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de la mer, en charge des technologies vertes et des négociations sur le climat
- Annexe 2 : Saisine de l'office parlementaire de l'évaluation des choix scientifiques et technologiques
- Annexe 3 : Saisine de l'Autorité de sûreté nucléaire par le président du Haut comité et réponse associée
- Annexe 4 : Saisine de la direction générale de l'énergie et du climat du ministère en charge de l'énergie par le président du Haut comité et réponse associée
- Annexe 5 : Saisine du Haut fonctionnaire de défense et de sécurité du ministère en charge de l'énergie par le président du Haut comité et réponse associée
- Annexe 6 : Saisine de la société AREVA par le président du Haut comité et réponse associée
- Annexe 7 : Saisine de la société EDF par le président du Haut comité et réponse associée
- Annexe 8 : Saisine du CEA par le président du Haut comité et réponse associée
- Annexe 9 : Compte rendu des missions d'information du Haut comité – Site URENCO Capenhurst (Grande-Bretagne) et site AREVA Tricastin (France)
- Annexe 10 : Stratégie française sur les réacteurs de 4ème génération
- Annexe 11 : Le cadre législatif et réglementaire applicable dans les autres pays enrichisseurs
- Annexe 12 : Schéma du cycle du combustible inspiré de la synthèse du PNGMDR 2010-2012