



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 / www.hctisn.fr



Table des matières

<u>SYNTHESE.....</u>	4
<u>COMMENTAIRE</u>	8
I <u>INTRODUCTION</u>	9
I.1 RAPPEL DES TERMES DES SAISINES DU MINISTRE D'ETAT ET DE L'OPECST.....	9
I.2 LES INTERROGATIONS SOULEVEES PAR LE DEBAT.....	9
II <u>PRESENTATION DETAILLEE DU CYCLE DU COMBUSTIBLE</u>	11
II.1 PRESENTATION GENERALE.....	11
II.2 PRESENTATION DE L'URANIUM ET DE SES DIFFERENTES FORMES.....	15
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
II.3 LES ETAPES DU CYCLE.....	21
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 usé.....	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
II.4 ZOOM SUR L'URANIUM APPAUVRI ISSU DU PROCEDE D'ENRICHISSEMENT	30
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 ₆ APPAUVRI OU D'OXYDES D'URANIUM.....	33
II.4.4 INVENTAIRE DE L'URANIUM APPAUVRI DETENU PAR AREVA :	33
II.5 CONDITIONS D'ENTREPOSAGE DE L'URANIUM APPAUVRI ET DE L'URANIUM DE RECYCLAGE ISSU DU TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES USES.....	34
III <u>UN APPROVISIONNEMENT INTERNATIONAL DANS UN CONTEXTE DE CONCURRENCE ET DE BESOIN DE SECURISATION</u>	36
III.1 L'APPROVISIONNEMENT EN URANIUM NATUREL SE FAIT EXCLUSIVEMENT A L'INTERNATIONAL.....	36
III.2 LA SECURISATION DE LA FABRICATION DU COMBUSTIBLE NECESSITE UNE DIVERSIFICATION DES FOURNISSEURS	37
III.3 LES FLUX DE MATIERE	38

III.3.1 EXEMPLE DES FLUX GENERES PAR L'APPROVISIONNEMENT DU PARC FRANÇAIS	38
III.3.2 ZOOM SUR LA RUSSIE	39
III.4 LES CONTROLES ASSOCIES AUX MOUVEMENTS INTERNATIONAUX DE MATIERES RADIOACTIVES	41
III.5 LES CONDITIONS DES TRANSPORTS.....	42
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
IV LES DECHETS RADIOACTIFS ET MATIERES VALORISABLES : DEFINITIONS ET METHODOLOGIES DE CLASSIFICATION.....	45
IV.1 DECHETS RADIOACTIFS ET MATIERES VALORISABLES.....	45
IV.1.1 RAPPEL DES TERMES DE LA LOI DE PROGRAMME N°2006-739 DU 28 JUIN 2006 RELATIVE A LA GESTION DES MATIERES ET DECHETS RADIOACTIFS.....	45
IV.1.2 LES MECANISMES DE CLASSIFICATION DES DECHETS ET DES MATIERES	45
IV.2 PANORAMA DES CONTEXTES REGLEMENTAIRES EXISTANTS AVEC LES PAYS AVEC LEQUEL DES ECHANGES ONT LIEU POUR L'ENRICHISSEMENT.....	47
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
V LA TRANSPARENCE DU CYCLE : ETAT DES LIEUX ET PERSPECTIVES EN MATIERE D'INFORMATION ?	50
GLOSSAIRE.....	54
TABLE DES ILLUSTRATIONS	56
ANNEXES.....	57

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 que¹ :

- 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, plutonium²) 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%³) 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).

¹ 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.

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

³ 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 venir⁴ ;
 - o l'essentiel est actuellement entreposé en vue de sa réutilisation envisagée dans les réacteurs de quatrième génération⁵ ;
- le stock français d'uranium appauvri peut être évalué à 450 000 tonnes en 2040 ; si les réacteurs de 4^{ème} 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 nucléaire⁶ ;
- 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^{ème} génération qui pourraient entrer en service à partir de 2040⁷ (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.

⁴ 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.

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

⁶ 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.

⁷ 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^{ème} 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*⁸.

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.

⁸ 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^{ème} génération qui devraient permettre effectivement, si ce projet va à son terme, le recyclage de certaines matières dont l'uranium appauvri⁹.

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), les publications de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (cf. www.irsn.fr) ainsi que les publications des exploitants concernés (cf. www.edf.fr; www.areva.com, www.cea.fr,...). Il pourra aussi obtenir d'autres informations auprès de la Commission locale d'information compétente (cf. www.ancli.fr).

⁹ 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'OPECST¹⁰

A la suite du récent débat portant sur la gestion de certaines matières comme l'uranium de recyclage issu du traitement¹¹ des combustibles usés et l'uranium appauvri, le Ministre d'Etat, ministre de l'environnement, 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 radioéléments¹² 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.

¹⁰ Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques

¹¹ 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.

¹² 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 usé 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 usé 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^{ème} génération (de type EPR)¹³, l'électricité est produite grâce à la chaleur dégagée par la fission nucléaire de certains éléments, principalement l'isotope 235 contenu dans l'uranium naturel¹⁴. 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 »¹⁵.

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 TWh¹⁶.

¹³ Quatre réacteurs de 3^{ème} génération (EPR) sont actuellement en cours de construction en Chine, en Finlande et en France (Flamanville). Un cinquième est en projet en France (Penly).

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

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

¹⁶ 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

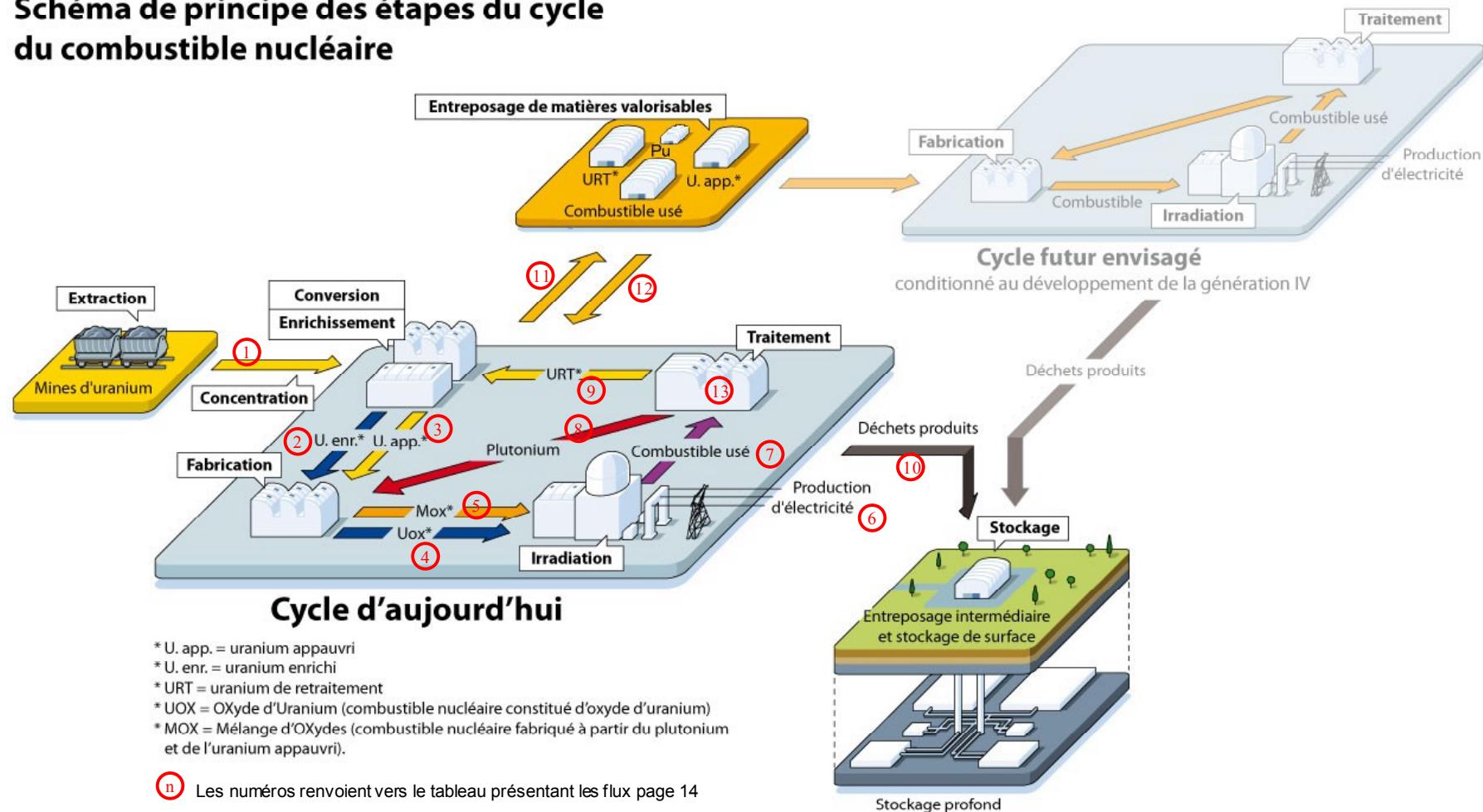


Illustration 1 : Schéma du cycle du combustible – Inspiré de la synthèse du PNGMDR 2010-2012

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-dessous¹⁷ (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 années¹⁸ 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 augmenter¹⁹ ;
- 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.

¹⁷ 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*.

¹⁸ 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.

¹⁹ 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).

	Flux moyens annuels 2007-2008-2009	A partir de 2010
Uranium naturel (Unat) (1)	8100 t Unat	7600 t Unat
Uranium enrichi (2)	1070t dont 37t URE ²⁰ (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
Déchargeement (7)	1170 t	1170 t
Plutonium recyclé (8)	8,5t	10,5t
URT ²¹ (9)	300t URT	600t URT
Déchets engagés (10) (HAVL, MAVL, FMAVC, TFA ²²)	7100 m3	7100 m3
Flux vers les entreposages : entrées dans les stocks (11)	Uapp = 7330 t Pu : entrée = sortie = 8,5 t Combustible usé : 1170 t ²³ URT = 800 t	Uapp = 7330 t Pu : entrée = sortie = 10,5 t Combustible usé : 1170 t ²⁴ 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.

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

²¹ URT : Uranium issu du traitement des combustibles usés

²² Haute Activité – Vie longue, Moyenne Activité – Vie Longue, Faible et Moyenne Activité – Vie Courte et Très Faible Activité

²³ dont 137 t de combustibles usés fabriqués à partir d'URT ou de MOX

²⁴ 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, plutonium²⁵) permet une économie d'uranium naturel estimée à 12%²⁶ ;
- cette économie d'uranium naturel devrait croître à partir de 2010 pour passer de 12 à 17%²⁷ ;

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'énergie²⁸. Cette propriété n'est que faiblement exploitable²⁹ 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^{ème} 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 réacteurs³⁰ 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.³¹

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

²⁶ 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).

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

²⁸ Environ 55 % du plutonium 239 est fissionné lors de sa production en réacteur

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

³⁰ 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^{ème} 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.

³¹ 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 isotopes³² :

- 99,3 % d'uranium 238 (aussi noté ^{238}U),
- 0,7 % d'uranium 235 (^{235}U),
- et de l'uranium 234 (^{234}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/mg³³.

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 radioactifs³⁴ 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 (%)
^{238}U	0,992739 g	12 400 Bq	48,9
^{235}U	0,007204 g	600 Bq	2,2
^{234}U	0,000057 g	12 400 Bq	48,9
$^{\text{NAT}}\text{U}$	1 g uranium	25 400 Bq	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. »

³² 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.

³³ 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.

³⁴ 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 alpha³⁵ 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毒ique.

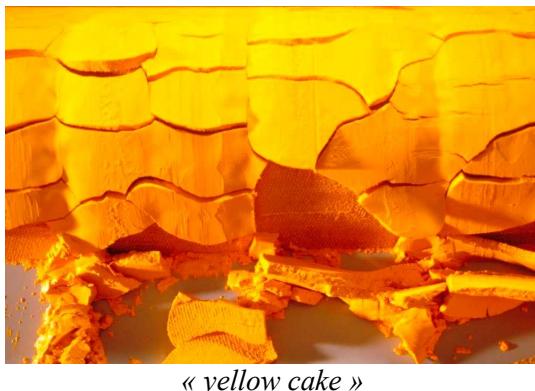
La recommandation fixée par l'OMS pour l'eau de boisson, soit 15 µg/l³⁶ a été établie sur la base de la chimiotoxicité rénale observée chez des rats abreuves de façon chronique avec de l'eau contenant de l'uranium soluble.

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.



En fonction du procédé de traitement utilisé, les concentrés peuvent être sous forme d'uranates, appelés « yellow cake » ou d'oxydes d'uranium appelés « U₃O₈ ».

Le « yellow cake » est une poudre grossière d'un jaune franc, l'U₃O₈ 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 :

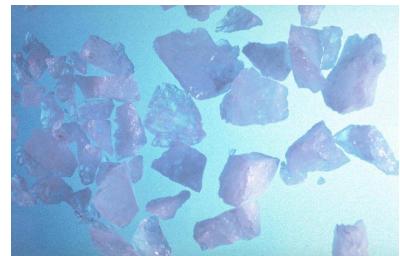
- le tétrafluorure d'uranium (UF₄)
- l'hexafluorure d'uranium (UF₆)

³⁵ 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.

³⁶ 1 µg correspond à 10⁻⁶ grammes ou 10⁻³mg

L'UF₄ est un composé solide à température ambiante, se présentant sous la forme de cristaux verts et très peu soluble dans l'eau.

L'UF₆, est un composé solide à température ambiante se présentant sous la forme de cristaux blancs. L'UF₆ 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'UF₆ 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 (UO₂F₂) et acide fluorhydrique (HF). La transformation est immédiate, violente et s'accompagne d'émissions abondantes d'acide fluorhydrique (gaz très毒ique).



UF₆

✖ ***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'U₃O₈ ou d'UF₆ (dont les propriétés ont été présentées ci-avant).

L'U₃O₈ 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 ²³⁵U 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 (²³⁵U) de l'ordre de 3 à 5%.

L'uranium, après son enrichissement, est converti de sa forme UF₆ en dioxyde d'uranium (UO₂). C'est cette forme de l'uranium qui entre dans la fabrication des combustibles.

Le dioxyde d'uranium (UO₂) 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'²³⁵U (de l'ordre de 0,8 à 0,9%). Cet uranium contient aussi des isotopes dont l'uranium naturel est dépourvu :

- ²³⁶U qui capture des neutrons lorsqu'il est en réacteur (il est dit « neutrophage »),
- ²³²U 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 ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$) 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 mineurs³⁷ » 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 MeV³⁸).

³⁷ Cf. définition des actinides mineurs au § II.2.3.2.

³⁸ 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 (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 radioactive³⁹ 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).

³⁹ 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 situ⁴⁰ 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_4) puis en hexafluorure d'uranium (UF_6).

L' UF_6 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'énergie⁴¹) : l' UF_6 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 diffusion⁴² ;



Installation Eurodif

⁴⁰ 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.

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

⁴² 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 UF₆ circule dans une centrifugeuse tournant à très haute vitesse. Les molécules les plus lourdes (²³⁸U) se concentrent à la périphérie des centrifugeuses, ce qui permet de séparer les deux isotopes⁴³.

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'UF₆ enrichi gazeux issu de l'étape d'enrichissement est ensuite défluoré et transformé en oxyde d'uranium enrichi (UO₂), un solide pulvérulent, lors d'une opération appelée défluoration.



Pastilles d'UO₂

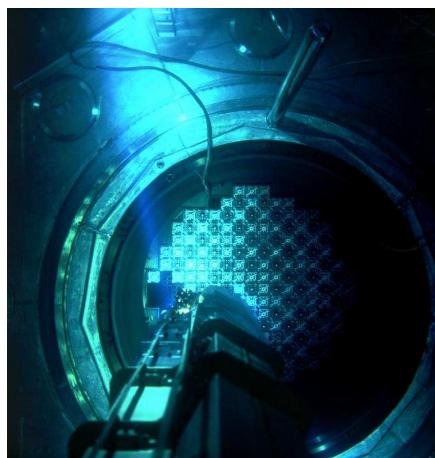
La poudre d'UO₂ enrichie subit ensuite un ensemble d'opérations de préparation puis de compactage afin d'obtenir des pastilles qui sont enfin soumises à un traitement thermique de consolidation par frittage.

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

⁴³ 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 TWh⁴⁴, 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 usé 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)

⁴⁴ 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 Térawatt 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.

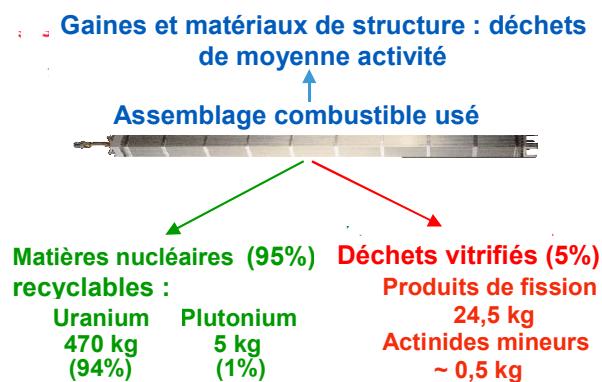


Illustration 6 : Schéma représentant le bilan matière du traitement d'un assemblage combustible usé de 500 kg.

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}U et ^{236}U) impose de recourir à la technologie de l'ultracentrifugation⁴⁵ 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 236⁴⁶ (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 réenrichies⁴⁷, en substitution d'uranium naturel, afin de produire l'uranium enrichi nécessaire à la fabrication du combustible pour alimenter chaque année 2 réacteurs de Cruas⁴⁸.

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-enrichies⁴⁹ afin de fabriquer du combustible « neuf » pour l'alimentation des 4 réacteurs de Cruas.

⁴⁵ Technologie qui sera mise en œuvre à Georges Besse II

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

⁴⁷ 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)

⁴⁸ 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).

⁴⁹ 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 usé 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'URT⁵⁰. 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	22 610 tonnes d'uranium
Dont clients étrangers	2 660 tonnes d'uranium ⁵¹

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 usé 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 »⁵² 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 usé 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 2007⁵³, environ 82 tonnes de plutonium étaient entreposées en France, dont :

⁵⁰ Ces combustibles usés comportent de toute façon des matières (et notamment du plutonium) qui sont nécessaires pour le démarrage des réacteurs de 4^{ème} génération.

⁵¹ Lors des opérations de traitement des combustibles usés, 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.

⁵² 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).

⁵³ 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 PuO₂, d'oxyde mixte (U,Pu)O₂ 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^{ème} génération⁵⁴. La quantité mobilisable de plutonium, y compris dans les combustibles usés et les « derniers coeurs » 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^{ème} 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.

⁵⁴ 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 »⁵⁵. 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 mineraï.

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 terme⁵⁶.

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 :

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

⁵⁶ 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-matières-et-des-dechets-radioactifs-PNGMDR> et à la circulaire du ministre d'Etat, du 21 juillet 2009 (disponible sur 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 usé. Environ 120 m³ de « verre nucléaire » sont élaborés chaque année pour un niveau de traitement de 850 tonnes de combustible usé. 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)⁵⁷ 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 m³ 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 française⁵⁸. 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.

⁵⁷ Les quantités de déchets entreposées à La Hague sont indiquées dans le rapport annuel de sûreté et de radioprotection d'AREVA La Hague (voir par exemple <http://www.areva.com/FR/activites-1221/diffusion-de-l-information-areva-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>).

⁵⁸ 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 Séparation⁵⁹ (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.

⁵⁹ 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 ^{235}U)	8134 tonnes (57 tonnes ^{235}U)	9002 tonnes (63 tonnes ^{235}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 ^{235}U)	7134 tonnes (17 tonnes ^{235}U)	8002 tonnes (24 tonnes ^{235}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^{ème} 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 consommeraient⁶⁰. Le traitement du combustible⁶¹ 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^{ème} génération d'une puissance équivalente au parc actuel (i.e. 60 GW⁶²) 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 CEA⁶³.

⁶⁰ 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.

⁶¹ Les questions relatives au traitement et au recyclage des combustibles usés issus des réacteurs de 4^{ème} génération font partie des programmes de recherche sur les réacteurs de 4^{ème} génération.

⁶² 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

⁶³ Même si cette filière fait l'objet de développements importants, le Haut comité rappelle que sa mise en oeuvre 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^{ème} génération.

Au cas où ces réacteurs de 4^{ème} 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'UF₆ appauvri ou d'oxydes d'uranium

L'uranium appauvri issu du procédé d'enrichissement peut être entreposé sous 2 formes : l'UF₆ appauvri gazeux ou l'U₃O₈ 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'UF₆ 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 lourd⁶⁴, réparti sur les sites suivants :

⁶⁴ tU : unité qui signifie tonnes d'uranium.

Désignation et localisation		Stocks
Site	Département	Quantités à fin 2008 en tonnes de métal lourd (tML) (Arrondi 100 t)
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 ⁶⁵	26	100 tML
Total sites AREVA⁶⁶		261 000 tML

Illustration 9 : Inventaire de l'uranium appauvri détenu par AREVA sous formes U₃O₈ et UF₆(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 tonnes⁶⁷ fin 2030.

EDF ne détient pas d'uranium appauvri et le CEA n'en détient qu'en très faibles quantités⁶⁸. 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^{er} 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 :

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

⁶⁶ 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.

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

⁶⁸ Le CEA détient de très faibles quantités pour les besoins de recherche

- L'UF₆, 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'U₃O₈ (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'U₃O₈ (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'U₃O₈ 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 retraitement⁶⁹ avant conversion est conditionné sous forme U₃O₈ dans des conteneurs de 220 l ;
- l'UF6 naturel avant enrichissement est conditionné dans des conteneurs cylindriques spécialement conçus à cet effet (de type 48 Y) ;
- l'UF6 enrichi (que ce soit à partir d'uranium naturel ou de retraitement) est conditionné dans conteneurs cylindriques (de type 30 B).

⁶⁹ 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/kg⁷⁰. 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. »⁷¹. Les principaux gisements d'uranium intéressants se situent dans les zones suivantes : Australie, Kazakhstan, Canada, Namibie, Russie, États-Unis, Ouzbékistan, Niger.⁷² 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'AREVA⁷³, 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.

⁷⁰ USD : Dollar américain.

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

⁷² 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.

⁷³ 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), Converdyn (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 :
 - Areva : France (toutes opérations), Belgique (pastillage – crayonnage – assemblage), Allemagne (toutes opérations) ;
 - 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	
	Niger	1 550		1 550
	Australie	710	360	1 070
	Kazakhstan	830		1 830
	Ouzbekistan	270	0	670
	Stock URT (Pierrelatte)			615
	USA	250	0	250
	Afrique du sud	220		220
	Rep. Tcheque	40		40
	Namibie	100		100
Total		6 220	460	2 015
				8 695

Illustration 10 : Flux 2008 de concentrés d'uranium pour l'approvisionnement du parc EDF (exprimé en tonnes d'U sous forme U_3O_8)

- 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	
	Converdyn (USA)				400
	Tenex (Russie)	2083			2083
	Areva / HEU (USA)		600		600
Total		2083	4432	1800	400
					8715

Illustration 11 : Flux 2008 d'uranium converti pour l'approvisionnement du parc EDF (exprimé en tonnes d'U sous forme UF_6)

- 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	910
	Tenex (Russie)	70		130		180
	Urenco (NL, GB, D)	120				0
	USEC (USA)				50	50
Total			200	730	30	180
						1140

Illustration 12 : Flux 2008 d'uranium enrichi pour l'approvisionnement du parc EDF (exprimé en tonnes d'U sous forme $UF_6Enrichi$)

III.3.2 Zoom sur la Russie

La Russie est un acteur majeur du cycle du combustible :

- elle est le 5^{ème} producteur mondial d'uranium destiné à la production de combustibles (issu de l'uranium naturel directement extrait des mines) ;
- elle est le 1^{er} 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 reconvertis 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-après⁷⁴.

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

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

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

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

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

⁷⁶ 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.

⁷⁷ 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 ⁽⁷⁸⁾	UNE Direct ⁽⁷⁹⁾	URE Direct ⁽⁸⁰⁾	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 en 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'IRSN⁸¹.

⁷⁸ 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.

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

⁸⁰ 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).

⁸¹ 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 directes⁸² avec l'ensemble des pays concernés par l'industrie nucléaire, dont la Russie (en tonnes)*

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

	Total des importations		Part des importations de Russie	
	<i>Cumul 2006-2009</i>	<i>Flux annuel moyen</i>	<i>Cumul 2006-2009</i>	<i>Flux annuel moyen</i>
Uranium appauvri	17 465	4 366	5	<i>ns</i>
Uranium naturel	44 680	11 170	0	<i>ns</i>
Uranium légèrement enrichi⁸³	7 194	1 799	3 263	816
Uranium hautement enrichi	0	<i>ns</i>	0	<i>ns</i>
Plutonium	2	<i>ns</i>	0	<i>ns</i>
Thorium	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^{er} 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.

⁸² La notion de flux « directs » et « indirects » est explicitée ci-dessus.

⁸³ 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'énergie, 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 :

Mode de transport	Contrôle du mode de transport	Contrôle des colis
Mer	<p>La Direction générale des infrastructures, des transports et de la mer (DGITM) du ministère de l'environnement, de l'énergie, du développement durable et de la mer (MEEDDM)</p> <p>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).</p>	<p>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.</p>
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'environnement, de l'énergie, du développement durable et de la mer (MEEDDM).	<p>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.</p>
Air	La direction générale de l'aviation civile (DGAC) du ministère de l'environnement, de l'énergie, du développement durable et de la mer (MEEDDM)	<p>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.</p>

En Russie, le contrôle des conditions de transport est effectué par Rostechnadzor, 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-HAVL⁸⁴ 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 précédent 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 sont 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'environnement, 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'IRSN⁸⁵ 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.

⁸⁴ Déchets moyenne activité et haute activité vie longue

⁸⁵ 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 existantes⁸⁶.

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 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.

⁸⁶ 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 reconvertis en UF₆ pour être réenrichi en isotope 235 à l'étranger. La quantité d'uranium ainsi reconvertis 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^{ème} génération qui devraient permettre (si ce projet va à son terme) le recyclage de certaines matières (dont l'uranium appauvri)⁸⁷.

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.

⁸⁷ 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	Déléguee 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

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

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 ₃ O 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 ₃ O 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'environnement, 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



MINISTÈRE DE L'ÉCOLOGIE, DE L'ÉNERGIE,
DU DÉVELOPPEMENT DURABLE ET DE LA MER
EN CHARGE DES TECHNOLOGIES VERTES ET DES NEGOCIATIONS SUR LE CLIMAT

Le ministre d'État

Paris, le

16 OCT. 2009

Référence : D09017377

Monsieur le Président,

La transparence de la filière nucléaire constitue un impératif absolu. Cette transparence doit concerner le fonctionnement des installations nucléaires. Elle doit également concerner les informations communiquées à nos concitoyens sur la filière nucléaire et la gestion des matières et des déchets nucléaires produits aux différents stades du cycle du combustible.

La gestion de certaines matières comme l'uranium de retraitement et l'uranium appauvri a récemment suscité un débat. J'apprécierais donc de pouvoir recueillir l'avis du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire à ce propos.

Je vous serais obligé de bien vouloir me transmettre votre avis sous 3 mois, assorti le cas échéant de recommandations pour améliorer la transparence et la qualité de l'information apportée à nos concitoyens.

Je vous prie de croire, Monsieur le Président, à l'assurance de ma considération distinguée.



Jean-Louis BORLOO

Monsieur Henri REVOL
Président du Haut Comité pour la Transparence
et l'Information sur la Sécurité Nucléaire
C/O DGPR
La Grande Arche
92055 PARIS LA DEFENSE CEDEX

Paris, le 4 novembre 2009



Monsieur Henri Revol
Président du Haut Comité pour la
Transparence et l'Information sur la
Sécurité Nucléaire
C/O DGPR
La Grande Arche
92055 Paris La Défense Cedex

Monsieur le Président, Cher Ami,

A la suite de la programmation, le 13 octobre dernier, d'un documentaire télévisé intitulé « *Déchets : le cauchemar du nucléaire* », annoncé la veille par un article de presse affirmant « *Nos déchets nucléaires sont cachés en Sibérie* », l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques a organisé une audition ouverte à la presse des principaux acteurs concernés – DGEC, CEA, EDF, AREVA, IRSN et ASN – ce jour, afin de faire le point sur les défis et les enjeux du retraitement de l'uranium.

A l'issue de cette audition, nous avons décidé de faire application de l'article 23 de la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire qui permet au Président de l'OPECST de saisir le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité.

Nous souhaitons, par cette saisine, que le Haut comité que vous présidez examine la question des échanges internationaux liés au retraitement de l'uranium et puisse formuler des propositions, le cas échéant, sur l'amélioration de la transparence dans ce domaine.

Nous vous prions d'agréer, Monsieur le Président, Cher Ami, l'expression de nos sentiments les meilleurs.

A handwritten signature in black ink, appearing to read "Claude Birraux".

Claude Birraux
Député de Haute-Savoie
Président de l'OPECST

A handwritten signature in black ink, appearing to read "Jean-Claude Étienne".

Jean-Claude Étienne
Sénateur de la Marne
Premier Vice-Président de l'OPECST

OFFICE AN : 233, bd Saint-Germain - 75355 Paris 07 SP
☎ 01 40 63 88 15 - télécopie : 01 40 63 88 08

PALAISS DU LUXEMBOURG - 15, rue de Vaugirard - 75291 Paris cedex 06
☎ 01 42 34 27 73 - télécopie : 01 42 34 46 04
E-Mail : p.dally@senat.fr



Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire

Paris, le 20 octobre 2009

Le Président

Monsieur le Président de
l'Autorité de sûreté nucléaire
6, place du Colonel Bourgoin
75572 Paris cedex 12

SN/SN/2009-007

Objet : Transparence associée au cycle du combustible nucléaire

Monsieur le Président,

Par lettre du 16 octobre 2009, le ministre d'Etat, Jean-Louis BORLOO a saisi le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire. Dans cette saisine, il indique : « *La transparence de la filière nucléaire constitue un impératif absolu. Cette transparence doit concerner le fonctionnement des installations nucléaires. Elle doit également concerner les informations communiquées à nos concitoyens sur la filière nucléaire et la gestion des matières et des déchets nucléaires produits aux différents stades du cycle du combustible.* »

La gestion de certaines matières comme l'uranium de retraitement et l'uranium appauvri a récemment suscité un débat. J'apprécierais donc de pouvoir recueillir l'avis du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire à ce propos. »

Le Haut comité devra rendre son avis sous 3 mois. Pour répondre à cette saisine, le Haut comité tiendra une réunion extraordinaire le 20 novembre 2009. D'ici là, je vous demande de bien vouloir m'adresser pour le 12 novembre 2009 une note présentant le cadre dans lequel vous intervenez, votre champ de compétence ainsi que votre avis sur les sujets qui vous concernent à propos :

- les différentes étapes du cycle du combustible ;
- les flux annuels de matières et de déchets produits aux différentes étapes, ainsi qu'une reconstitution historique de ces flux ;
- le devenir des matières et des déchets produits (pour les matières, en l'absence de filière opérationnelle, il sera précisé la perspective envisagée pour ces filières de valorisation, ainsi que les mesures d'entreposage prises dans l'attente de leur valorisation).

Ce document présentera également les flux annuels de substances radioactives qui quittent le territoire national ainsi que le devenir précis de ces matières : retour en France après traitement, cession sous conditions...

Je vous serais également reconnaissant de bien vouloir exposer, pour l'ensemble des étapes, les quantités de matières (flux annuels et reconstitution historique des flux concernés) qui ne peuvent aujourd'hui pas réintégrer le cycle du combustible (le cas des matières qui sont potentiellement valorisables sera traité en précisant les pré-requis nécessaires à leur valorisation, ainsi que les perspectives de valorisation associées). Les difficultés technologiques qui empêcheraient un recyclage « infini » seront également présentées dans ce document.

Vous présenterez également les actions réalisées en faveur d'une information objective sur le cycle du combustible en indiquant la nature de ces informations, les cibles qu'elles concernent...

Enfin, j'apprécierais de pouvoir recueillir toute proposition de votre part qui serait de nature à améliorer l'information de nos concitoyens afin d'améliorer la transparence dans ce domaine.

Je vous serais reconnaissant de bien vouloir venir présenter l'ensemble de ces éléments lors de la réunion du 20 novembre 2009 du Haut comité.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le Président, l'expression de mes salutations distinguées.



Henri REVOL

**Note de l'ASN au Haut comité pour
la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire**

**La transparence associée au cycle du
combustible nucléaire**

Séance du 20 novembre 2009

SOMMAIRE

INTRODUCTION	3
1. LE PNGMDR : OUTIL DE CONCERTATION SUR LES MATIÈRES ET LES DÉCHETS RADIOACTIFS.....	4
1.1. PROCESSUS D'ÉLABORATION DU PNGMDR	4
1.2. CONTENU DU PNGMDR SUR LE CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE.....	5
2. LE CONTRÔLE, PAR L'ASN, DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE.....	6
2.1. LES INSTALLATIONS ASSOCIÉES	6
2.2. LES TRANSPORTS CONCERNÉS	7
2.3. LA DÉMARCHE « COHÉRENCE DU CYCLE »	7
3. LES PROPOSITIONS POUR AMÉLIORER LA TRANSPARENCE ASSOCIEE AU CYCLE DU COMBUSTIBLE	9
3.1. UTILISER LE PNGMDR POUR AMÉLIORER LA TRANSPARENCE ASSOCIEE AU CYCLE DU COMBUSTIBLE	9
3.2. ELARGIR L'ÉTUDE SUR LA COHÉRENCE DU CYCLE AUX FLUX VENANT DE L'ÉTRANGER	9
3.3. AMÉLIORER LA TRANSPARENCE POUR LES TRANSPORTS DE MATIÈRES RADIOACTIVES	9
CONCLUSION	10
ANNEXE 1 : CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE (SOURCE : RAPPORT ANNUEL DE L'ASN)	11
ANNEXE 2 : FLUX DE L'INDUSTRIE DU CYCLE DU COMBUSTIBLE EN 2008 (SOURCE : RAPPORT ANNUEL DE L'ASN).....	12

INTRODUCTION

Par courrier du 20 octobre 2009, le Président du Haut comité pour la transparence et l'information en matière nucléaire a souhaité obtenir un certain nombre d'informations de la part de l'ASN concernant :

- les différentes étapes du cycle du combustible ;
- les flux annuels de matières et de déchets produits aux différentes étapes, ainsi qu'une reconstitution historique des flux ;
- le devenir des matières et des déchets produits.

S'agissant du cycle du combustible, l'ASN est chargée du contrôle de la sûreté et de la radioprotection des installations nucléaires de base et des transports pour ce qui concerne les activités civiles. Cela signifie notamment qu'elle n'est pas chargée des domaines connexes suivants, sur lesquels elle est toutefois amenée à collaborer régulièrement avec les autorités administratives compétentes :

- le contrôle des installations et transports de matières radioactives et fissiles intéressant la défense nationale. Celui-ci relève du délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les activités et installations intéressant la défense (DSND) ;
- le contrôle des moyens de transport est assuré par les services du Ministère de l'environnement, de l'énergie, du développement durable et de la mer (MEEDDM) comme la direction générale de l'aviation civile (DGAC), la direction générale des infrastructures, des transports et de la mer (DGITM), la délégation à la sécurité et à la circulation routière (DSCR) ;
- la sécurité ou protection physique, consiste à empêcher les pertes, disparitions, vols et détournements des matières nucléaires (matières utilisables pour des armes) ; le Haut Fonctionnaire de défense et de sécurité (HFDS) auprès du ministre de l'environnement, de l'énergie, du développement durable et de l'aménagement du territoire en est l'autorité responsable ;
- la définition de la politique énergétique qui relève de la Direction générale de l'énergie et du climat (DGEC) du Ministère chargé de l'énergie (MEEDDM). Les prérogatives de cette direction couvrent également le suivi des transferts de déchets et de combustibles étrangers.

La note ci-après détaille le cadre de concertation sur les matières et les déchets radioactifs en France et décrit le contrôle par l'ASN du cycle du combustible nucléaire. Elle précise les informations dont l'ASN dispose et leurs sources ainsi que le champ de son intervention. Elle propose enfin des actions qui permettraient d'accroître l'information des citoyens sur le cycle du combustible nucléaire, sujet qui suscite périodiquement de vifs débats.

1. LE PNGMDR : OUTIL DE CONCERTATION SUR LES MATIÈRES ET LES DÉCHETS RADIOACTIFS

1.1. *Processus d'élaboration du PNGMDR*

C'est dans un rapport de l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques (OPECST) publié en 2000 et portant sur « les conséquences des installations de stockage de déchets nucléaires sur la santé publique » qu'est pour la première fois recommandée l'élaboration d'un plan de gestion des déchets radioactifs. Par la suite, l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) a étudié les modalités d'élaboration d'un tel plan puis la Ministre de l'Ecologie et du Développement Durable a lancé les premiers travaux en juin 2003. Il est apparu clair que ces travaux devaient associer l'ensemble des parties prenantes, et notamment les producteurs de déchets, les représentants politiques et administratifs, les organisations responsables de la gestion des déchets radioactifs et non radioactifs ainsi que les associations concernées.

Un groupe de travail a donc été constitué sur ces principes ; il se réunit depuis 2003 trois à quatre fois par an, d'abord sous la présidence de l'ASN puis, depuis que celle-ci est devenue une autorité administrative indépendante, sous la présidence conjointe de l'ASN et de la direction générale de l'énergie et du climat (DGEC).

Le Plan qui a été élaboré par le groupe portait au départ uniquement sur les déchets ; il a été élargi aux matières radioactives (au départ qualifiées de valorisables), dans la mesure où il est apparu parfois difficile de délimiter complètement les frontières entre matières et déchets et où, en tout état de cause, les liens entre les deux sujets sont très forts.

La loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs a donné un cadre au PNGMDR. Son article 6 prévoit ainsi la réalisation d'un Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs dont l'objet est de :

- dresser le bilan des modes de gestion existants des matières et déchets radioactifs ;
- recenser les besoins d'installations de stockage et d'entreposage ;
- préciser les capacités nécessaires pour ces installations et les durées d'entreposage ;
- organiser la mise en œuvre des recherches et études sur les matières et déchets qui ne font pas encore l'objet d'un mode de gestion définitif.

La loi précise que le PNGMDR est établi tous les trois ans et que la première version doit être établie avant le 31 décembre 2006.

La loi du 28 juin 2006 donne également les définitions suivantes :

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

« 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 »

Une première version officielle du PNGMDR pour la période 2007-2009 est donc parue au début de l'année 2007. Elle résulte du travail du groupe de travail pluraliste précédemment mentionné et est disponible sur le site Internet de l'ASN ainsi que sur celui de la DGEC. Cette version a fait l'objet d'une évaluation par l'OPECST début 2007 qui a formulé huit recommandations afin d'améliorer le Plan, notamment en vue de sa deuxième version qui devra être établie d'ici la fin de

l'année 2009. Le rapport et ses recommandations sont disponibles sur le site Internet de l'OPECST.

Comme le prévoit la loi, le décret n°2008-357 du 16 avril 2008 a fixé les principales prescriptions contenues dans le PNGMDR. Il fixe les principaux principes pour la gestion des déchets radioactifs et indique quelles études et recherches doivent être menées en précisant leurs objectifs, l'entité responsable de leur réalisation et le délai dans lequel elles doivent être rendues.

Dans la cadre du groupe de travail pluraliste précédemment mentionné, la préparation de la deuxième version du PNGMDR qui devra paraître fin 2009 est en cours.

1.2. Contenu du PNGMDR sur le cycle du combustible nucléaire

Le PNGMDR traite de l'ensemble des déchets et des matières radioactives et dans ce cadre des sujets liés au cycle du combustible nucléaire. La question de la valorisation de l'uranium de retraitement est notamment abordée dans la version du PNGMDR sortie début 2007 qui comprend le paragraphe suivant :

« Une partie de l'uranium de retraitement séparé dans les usines de retraitement de COGEMA la Hague est reconvertis en UF₆ 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. La réutilisation de l'uranium de retraitement dépend du prix de l'uranium naturel. Le stock actuel d'uranium de retraitement (fin 2004) est de l'ordre de 18 000 t; au rythme de sa production, il sera de l'ordre de 26400 t aux alentours de 2020 selon l'Inventaire national des matières radioactives et des matières valorisables. »

Il faut par ailleurs noter que le PNGMDR prévoit un certain nombre de dispositions de précaution pour les matières valorisables ; en particulier :

- les propriétaires de matières valorisables pour lesquelles les procédés de valorisation n'ont jamais été mis en œuvre devaient remettre avant la fin de l'année 2008 une étude sur les procédés de valorisation qu'ils envisagent ;
- l'ensemble des propriétaires de matières valorisables doivent mener avant fin 2010, à titre conservatoire, des études sur les filières possibles de gestion possible dans le cas où ces matières seraient à l'avenir qualifiées de déchets.

Il faut noter que ces deux dispositions ne s'appliquent pas aux matières valorisables détenues et entreposées à l'étranger.

Le prochain PNGMDR dont la sortie est prévue début 2010 devrait être enrichi sur la question des matières et déchets du cycle du combustible nucléaire. Le cadre de concertation dans lequel est élaboré le PNGMDR est une opportunité d'améliorer la transparence associée à cette question.

2. LE CONTRÔLE, PAR L'ASN, DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE

2.1. *Les installations associées*

L'ASN contrôle les installations nucléaires de base du cycle du combustible. Il convient de préciser à cet égard que l'ensemble des installations contribuant au cycle du combustible ne sont pas toutes des installations nucléaires de base. C'est le cas par exemple de l'usine COMURHEX de Malvési ou de Pierrelatte (ou du moins de la plus grande partie de celle-ci) qui ont le statut d'installations classées pour la protection de l'environnement ICPE). C'est également le cas de l'entreposage d'uranium appauvri de Bessines.

Plus précisément, au titre du contrôle de la sûreté nucléaire, l'ASN est chargée des installations du cycle du combustible suivantes :

- COMURHEX Pierrelatte (pour la partie de l'installation consacrée à l'uranium de retraitement) ;
- TU5 Pierrelatte ;
- EURODIF Pierrelatte ;
- SET (GBII) Pierrelatte ;
- AREVA NC Pierrelatte ;
- FBFC Romans ;
- MELOX Marcoule ;
- AREVA NC La Hague.

Chaque année, l'ASN demande à ces exploitants de lui fournir le bilan des flux de matières les concernant. Une synthèse figure en annexe. Cependant, si ces informations permettent à l'ASN de s'assurer de la cohérence des données dont elle dispose, il convient de souligner qu'elles ne sont pas au cœur du processus de contrôle de l'ASN. En effet, le rôle de l'ASN consiste à réaliser, outre des inspections, l'instruction des demandes d'autorisation de création et de démantèlement déposées par les exploitants ainsi que les réexamens de sûreté des installations. Par ailleurs, l'ASN effectue le traitement des déclarations de modification des installations nucléaires de base. Pour ce faire, un dossier est fourni qui permet à l'ASN d'apprécier le caractère satisfaisant des dispositions mises en place pour assurer la sûreté et la radioprotection. Elle est également en charge de contrôler les suites données aux événements de nature incidentelle survenant sur ces installations et d'informer le public sur ces incidents. Cependant, les éléments qui lui sont fournis lui permettent d'avoir une vision de l'état de sûreté d'une installation ; ils ne la conduisent pas à disposer de manière systématique d'informations relatives aux flux de matières dans la mesure où celles-ci ne sont pas indispensables à ses missions. Par exemple, s'agissant d'un entreposage de combustibles, les paramètres pertinents sont davantage la quantité maximale de combustibles entreposés que les flux de ceux-ci au cours d'une année.

Enfin, il faut noter que l'ASN contrôle également les centre de stockage de l'ANDRA (centre de stockage de l'Aube et centre de stockage de la Manche) en exploitation et contrôlera ceux en projet (stockage géologique pour les déchets de haute et moyenne activités à vie longue, stockage en subsurface pour les déchets de faible activité à vie longue) qui prennent ou prendront en charge les déchets ultimes du cycle de combustible nucléaire, à l'exception du centre de stockage pour les déchets de très faible activité Morvilliers qui bénéficie d'un classement au titre des ICPE.

2.2. Les transports concernés

De manière générale, le transport des matières radioactives obéit à une réglementation internationale. Sur les 900 000 colis de matières radioactives circulant chaque année en France, seuls 141 000 concernent le cycle du combustible. Dans cette dernière catégorie, environ 1 500 transports sont réalisés en ayant recours à des colis soumis à un agrément de l'ASN. Il convient en effet d'indiquer que tous les colis de transport¹ ne nécessitent pas un agrément de l'ASN. Dans les grandes lignes, seuls sont soumis à agrément les colis dont la ruine en cas d'accident peut conduire à un engagement de dose supérieur à 50 mSv en 30 minutes à une distance de 1 mètre. Pour tous les autres, il est considéré que l'accident pourrait être géré par des équipes d'intervention.

Cependant, si les autorisations de l'ASN ne portent que sur une faible part des colis transportés, des inspections peuvent être diligentées pour l'ensemble des transports de matières radioactives.

Pour ce qui concerne les exigences de sûreté qui sont appliquées aux colis de transport, en fonction de la dangerosité des matières radioactives que ceux-ci sont susceptibles de contenir, des tests mécaniques de résistance pénalisants sont définis par la réglementation. Par exemple, un colis de type industriel utilisé pour de l'uranium de retraitement doit subir des tests de vibration, de chute libre d'une hauteur de 1,20m, de gerbage... Pour ce qui concerne un colis contenant des matières fissiles, il doit subir une chute d'une hauteur de 9m, une chute sur poinçon d'une hauteur de 1m, une épreuve de feu d'une durée de 30 minutes et un test d'immersion pendant 8 heures.

A l'instar de ce qui concerne les installations du cycle du combustible, les actions de l'ASN dans le domaine des transports, qu'il s'agisse des inspections ou des instructions d'agrément de colis, ne l'amènent pas à examiner systématiquement les flux de matières ou de déchets, car ces éléments ne sont pas centraux dans les analyses qu'elle est amenée à réaliser.

Enfin, il convient de noter (cf. introduction sur la répartition des prérogatives des différentes administrations) que le contrôle des moyens de transport (navires, avions, poids lourds...) et de la sécurité (lutte contre la malveillance) ne relève pas de la compétence de l'ASN.

2.3. La démarche « cohérence du cycle »

a. La nécessaire étude de la cohérence du cycle français

Compte tenu de l'interdépendance des différents acteurs de l'industrie nucléaire française, le choix de l'un d'entre eux peut avoir des conséquences inattendues sur un autre. L'ASN a donc décidé de veiller à ce que les choix d'aujourd'hui n'aient pas de conséquences néfastes en termes de sûreté, demain. C'est par l'action dite de « cohérence du cycle du combustible » que l'ASN examine ces aspects.

Dès 1999, l'ASN a confié à EDF la mission de rassembler, en liaison avec les autres industriels du cycle, les éléments démontrant, pour les dix années suivantes, la compatibilité de la gestion de combustibles envisagée avec les évolutions des installations concernées, ainsi que l'absence de situation rédhibitoire pour la sûreté, voire pour la fourniture d'électricité. Cette demande a été réitérée pour une nouvelle période de dix ans. EDF, en coordination avec AREVA et ANDRA a

¹ On nomme colis le regroupement d'un emballage de transport avec son contenu. L'association de ces deux éléments est en effet essentielle pour s'assurer que la sûreté est assurée.

remis un nouveau rapport qui est à présent en cours d'instruction par l'ASN et l'IRSN. Cette instruction fera l'objet d'un examen en 2010 par les groupes permanents d'experts placés auprès de l'ASN.

Il s'agit pour l'ASN d'acquérir une vision anticipée des questions soulevées par le cycle et ses évolutions, de telle sorte d'être à même de pouvoir éviter les situations défavorables pour la sûreté ou la radioprotection auxquelles une juxtaposition d'intérêts divergents pourrait conduire.

Il s'agit par exemple de s'assurer que sont prises à temps, compte tenu des délais incompressibles de développement des projets industriels, les décisions de réalisation de projets d'importance critique (création d'une piscine d'entreposage de combustibles usés ou la conception ou la production d'un emballage de transport). Il s'agit aussi de vérifier que les déchets produits aujourd'hui pourront, en toute vraisemblance, être stockés demain.

A défaut d'une telle démarche, les industriels pourraient être contraints d'avoir recours à des installations ou des emballages de transport anciens et dont la sûreté serait dégradée par rapport aux standards actuels. Ce besoin d'anticipation s'exprime également avec acuité pour ce qui concerne l'impact des déchets technologiques ou issus du démantèlement, dont l'exigence en termes de capacité d'entreposage ou de stockage peut constituer dans un avenir perceptible une contrainte forte sur la gestion des déchets du cycle.

L'action intitulée « Cohérence du cycle » permet donc à l'ASN d'éclairer le Gouvernement, et en particulier la Direction de l'énergie et du climat (DGEC) du ministère de chargé du développement durable, sur l'impact des évolutions susceptibles d'affecter l'ensemble des installations industrielles qui participent à ce cycle ainsi que les transports de matières radioactives. Les exigences de sûreté et de radioprotection peuvent en effet constituer des obstacles insurmontables à certains projets industriels et donc, potentiellement, à la fourniture d'électricité.

b. Les limites de la démarche

C'est principalement par le truchement de cette démarche de « cohérence du cycle » que l'ASN a accès aux informations les plus pertinentes relatives aux flux de matières et de déchets et sur leur devenir. Cependant, cette démarche de l'ASN vise à prévenir des situations défavorables pour la sûreté ou la radioprotection auxquelles une juxtaposition d'intérêts divergents pourrait conduire. Par conséquent, dans l'étude qui lui est remise, sont présentées les informations permettant de s'assurer de la cohérence globale des choix effectués en regard en regard des enjeux de sûreté et de radioprotection et d'identifier les situations nécessitant des prises de décisions des industriels. Ces décisions peuvent conduire, le cas échéant, à des autorisations administratives instruites par l'ASN. Cette démarche ne fournit donc pas une vision synthétique synoptique de l'ensemble du cycle du combustible.

Par ailleurs, la vision qu'elle permet d'obtenir, pour importante qu'elle soit, est de plus en plus parcellaire, à mesure que s'internationalisent les marchés du nucléaire. Ainsi cette démarche n'intègre-t-elle pas les flux de matières et de déchets qui ne s'inscrivent pas dans cycle du combustible français tel que défini ci-dessus. Par exemple, les fabrications de combustibles nucléaires pour des électriciens étrangers ou les retraitements de combustibles étrangers réalisés dans des installations implantées sur le territoire national ne sont pas abordés par cette étude. Une réflexion doit être conduite pour intégrer cette nouvelle donnée dans la démarche.

3. LES PROPOSITIONS POUR AMELIORER LA TRANSPARENCE ASSOCIEE AU CYCLE DU COMBUSTIBLE

3.1. Utiliser le PNGMDR pour améliorer la transparence associée au cycle du combustible

Comme cela a été mentionné au paragraphe 1.2, le PNGMDR pourrait être enrichi et détaillé sur la question de la cohérence d'ensemble du cycle du combustible nucléaire. Un premier travail pourrait être effectué dès la version du Plan dont la sortie est prévue début 2010. L'ASN considère que la cadre pluraliste dans lequel est élaboré le PNGMDR permet une concertation de qualité sur le sujet des matières et des déchets radioactifs et que ce cadre doit être utilisé pour améliorer la transparence sur les questions liées au cycle du combustible nucléaire.

3.2. Elargir l'étude sur la cohérence du cycle aux flux venant de l'étranger

L'ASN propose de demander aux exploitants de compléter la démarche de cohérence du cycle aux flux venant de l'étranger afin de permettre l'élaboration d'une vision synoptique du cycle du combustible. Une telle étude pourrait être présentée de manière périodique, par exemple tous les 2 ans, devant le HCTISN.

3.3. Améliorer la transparence pour les transports de matières radioactives

L'article 19 de la loi TSN dispose que les exigences de transparence introduites par la loi TSN s'agissant des responsables d'un transport de substances radioactives s'appliquent dès que les quantités transportées sont supérieures à des seuils prévus par décret.

Aucun décret visant à appliquer cette disposition n'existe à ce jour. L'ASN propose que le décret considéré impose ces exigences de transparence à l'ensemble des transports de colis qui ont dû faire l'objet d'une autorisation au titre des transports de matières radioactives, quelle que soit sa nature, de la part de l'ASN ou d'une autorité étrangère compétente en transport. Par ailleurs, pour permettre l'accès du public aux informations relatives à la sûreté nucléaire et à la radioprotection concernant les installations nucléaires de base, l'ASN propose également que tous les colis de matières radioactives expédiés par l'une d'entre elles ou à destination de l'une d'elles soient soumis à cette obligation de transparence. Les services de l'ASN travaillent actuellement avec la MSNR sur un décret répondant ces considérations.

CONCLUSION

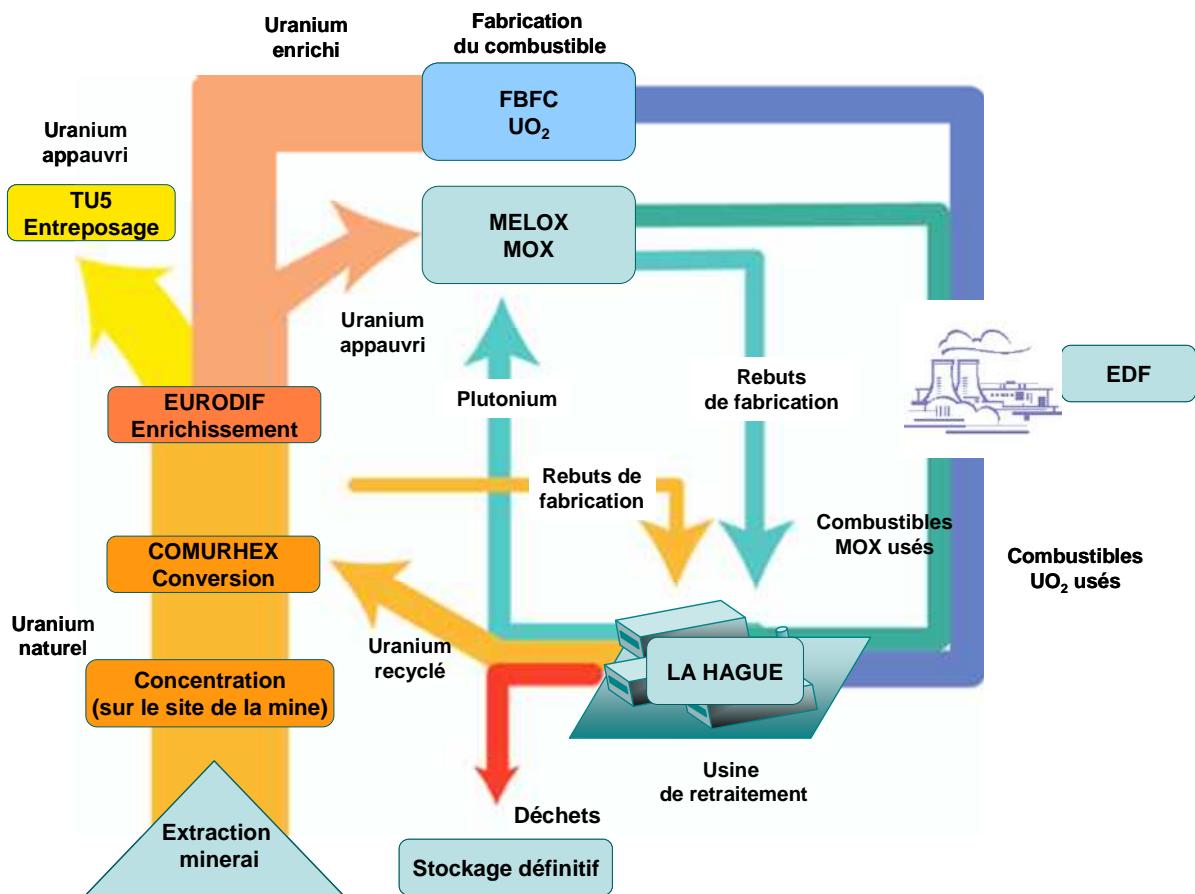
L'ASN considère que l'élaboration du PNGMDR, qui associe les exploitants, les associations et les administrations, permet une concertation de qualité sur le sujet des matières et des déchets radioactifs et de leurs définitions. C'est donc un bon cadre pour aborder en toute transparence les questions liées à la cohérence globale du cycle du combustible. Elle recommande donc que le PNGMDR qui sera publié début 2010 soit enrichi sur cette question.

L'ASN contrôle les installations nucléaires de base participant au cycle du combustible nucléaire. Elle s'efforce en parallèle de contrôler la cohérence du cycle du combustible afin d'acquérir une vision anticipée des questions soulevées par le cycle et ses évolutions, de telle sorte d'être à même de pouvoir éviter les situations défavorables pour la sûreté ou la radioprotection auxquelles une juxtaposition d'intérêts divergents pourrait conduire. L'ASN propose de demander aux exploitants de compléter la démarche de cohérence du cycle aux flux venant de l'étranger afin de permettre l'élaboration d'une vision synoptique du cycle du combustible. Une telle étude pourrait être présentée de manière périodique devant le HCTISN.

Enfin, l'ASN contrôle les colis de transport liés au cycle du combustible. L'ASN propose que des dispositions réglementaires soient prises afin de favoriser la transparence et l'information sur la question des transports de matières radioactives.

ANNEXE 1 : CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE

(SOURCE : RAPPORT ANNUEL DE L'ASN)



ANNEXE 2 : FLUX DE L'INDUSTRIE DU CYCLE DU COMBUSTIBLE EN 2008
 (SOURCE : RAPPORT ANNUEL DE L'ASN)

Installation	Origines	Produit traité	Tonnage	Produit élaboré	Destination	Tonnage (sauf mention contraire)
COMURHEX Pierrelatte	INBS de Marcoule	UO ₂ (NO ₃) ₂ (à base d'uranium de retraitement)		U ₃ O ₈	INBS	6,2
AREVA NC Pierrelatte Atelier TUS	CEA Marcoule AREVA NC La Hague	UO ₂ (NO ₃) ₂ (à base d'uranium de retraitement)	844 9705	U ₃ O ₈	Entreposage	255 1110
AREVA NC Pierrelatte Usine W	URENCO EURODIF	UF ₆ (à base d'uranium appauvri)	7235 9093	U ₃ O ₈	Entreposage	5791 7098
EURODIF Pierrelatte	Convertisseurs et EURODIF Production Ré-enrichissement de tails	UF ₆ (à base d'uranium naturel et appauvri) UF ₆ (à base d'uranium enrichi)	13707 950	UF ₆ (uranium appauvri) UF ₆ (uranium enrichi)	Défluoruration et ré-enrichissement de tails Fabricants de combustible	16975 2232
FBFC Romans	Eurodif Pierrelatte TENEX URENCO	UF ₆ (à base d'uranium naturel enrichi)	799,7	UO ₂ (poudre)	FBFC, Dessel (Belgique), NFI (Japon), EUSA (Espagne)	305,2
	AREVA NC	UF ₆ (à base d'uranium de retraitement)		UO ₂ (poudre) Éléments combustibles	EDF, Tihange (Belgique), KOEBERG (Afrique du Sud)	413,9 31,1 25,9
MELOX Marcoule	AREVA NC Pierrelatte	UO ₂ (à base d'uranium appauvri)	116,4	Éléments combustibles MOX	PNPE EDF-FBFC-Dessel	122,4
	AREVA NC La Hague	PuO ₂	10,4			
AREVA NC La Hague		Éléments combustibles irradiés traités		UO ₂ (NO ₃) ₂ PuO ₂		852,8
		UP3	638,515	Colis de déchets vitrifiés produits sur UP3		473 conteneurs
		UP2 800	298,751	Colis de déchets vitrifiés produits sur UP2 800		320 conteneurs
		UP2 400 Éléments combustibles irradiés déchargeés en piscine	—	1291,80		

(1) Le tableau ne traite que les flux dans les INB du cycle du combustible, y compris ceux de l'usine W de AREVA NC, qui est une ICPE située dans le périmètre d'une INB.



Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire

Paris, le 20 octobre 2009

Le Président

Monsieur le Directeur Général de l'Energie et du Climat
La Grande Arche - Paroi Nord
92055 la Défense cedex

SN/SN/2009-008

Objet : Transparence associée au cycle du combustible nucléaire

Monsieur le Directeur Général,

Par lettre du 16 octobre 2009, le ministre d'Etat, Jean-Louis BORLOO a saisi le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire. Dans cette saisine, il indique : « *La transparence de la filière nucléaire constitue un impératif absolu. Cette transparence doit concerner le fonctionnement des installations nucléaires. Elle doit également concerner les informations communiquées à nos concitoyens sur la filière nucléaire et la gestion des matières et des déchets nucléaires produits aux différents stades du cycle du combustible.* »

La gestion de certaines matières comme l'uranium de retraitement et l'uranium appauvri a récemment suscité un débat. J'apprécierais donc de pouvoir recueillir l'avis du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire à ce propos. »

Le Haut comité devra rendre son avis sous 3 mois. Pour répondre à cette saisine, le Haut comité tiendra une réunion extraordinaire le 20 novembre 2009. D'ici là, je vous demande de bien vouloir m'adresser pour le 12 novembre 2009 une note présentant le cadre dans lequel vous intervenez, votre champ de compétence ainsi que votre avis sur les sujets qui vous concernent à propos :

- les différentes étapes du cycle du combustible ;
- les flux annuels de matières et de déchets produits aux différentes étapes, ainsi qu'une reconstitution historique de ces flux ;
- le devenir des matières et des déchets produits (pour les matières, en l'absence de filière opérationnelle, il sera précisé la perspective envisagée pour ces filières de valorisation, ainsi que les mesures d'entreposage prises dans l'attente de leur valorisation).

Ce document présentera également les flux annuels de substances radioactives qui quittent le territoire national ainsi que le devenir précis de ces matières : retour en France après traitement, cession sous conditions...

Je vous serais également reconnaissant de bien vouloir exposer, pour l'ensemble des étapes, les quantités de matières (flux annuels et reconstitution historique des flux concernés) qui ne peuvent aujourd'hui pas réintégrer le cycle du combustible (le cas des matières qui sont potentiellement valorisables sera traité en précisant les pré-requis nécessaires à leur valorisation, ainsi que les perspectives de valorisation associées). Les difficultés technologiques qui empêcheraient un recyclage « infini » seront également présentées dans ce document.

Vous présenterez également les actions réalisées en faveur d'une information objective sur le cycle du combustible en indiquant la nature de ces informations, les cibles qu'elles concernent...

Enfin, j'apprécierais de pouvoir recueillir toute proposition de votre part qui serait de nature à améliorer l'information de nos concitoyens afin d'améliorer la transparence dans ce domaine.

Je vous serais reconnaissant de bien vouloir venir présenter l'ensemble de ces éléments lors de la réunion du 20 novembre 2009 du Haut comité.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le Directeur Général, l'expression de mes salutations distinguées.

A handwritten signature in black ink, appearing to read "REVOL".

Henri REVOL



Direction Générale de l'Energie et du Climat

12 NOV 2009

Paris, le

Direction Générale de l'Energie et du Climat

Référence : SD4/A/NOT 111230

Affaire suivie par : Nicolas OTT

nicolas.ott@developpement-durable.gouv.fr

Tél. 01 40 81 98 73 – Fax : 01 40 81 20 79

Objet : Transparence associée au cycle du combustible nucléaire.

Le Directeur Général de l'Energie et du Climat

à

Monsieur le Président au Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire

Début octobre, la France a été secouée par un débat sur les matières nucléaires, notamment celles échangées avec la Russie. Plus précisément, la presse reprochait à EDF d'envoyer en Russie des substances nucléaires et d'y laisser des déchets radioactifs. C'est dans ce contexte que vous avez sollicité la DGEC sur la thématique générale du cycle du combustible, tant au niveau de la gestion nationale des matières et déchets radioactifs que dans le contrôle des mouvements internationaux. Si un dossier technique annexé au présent courrier et élaboré par mes services présente de façon approfondie ces sujets, je tiens à en souligner ci-après les points essentiels.

1. L'INDUSTRIE NUCLEAIRE FRANÇAISE EST ENCADREE PAR DES TRAITS INTERNATIONAUX ET DES LOIS QUI ASSURENT RIGUEUR ET TRANSPARENCE

En préambule, je souhaite rappeler que la bonne gestion du nucléaire doit reposer sur la transparence et la rigueur. Cela s'applique en particulier à la sûreté nucléaire et à la gestion des matières et déchets radioactifs. Les deux lois adoptées en juin 2006 par le Parlement (information et transparence en matière de sécurité nucléaire ; gestion durable des matières et déchets radioactifs) ont particulièrement renforcé ces aspects, en pleine cohérence avec le débat public qui a préparé la loi sur la gestion durable des matières et déchets radioactifs.

En outre, l'industrie nucléaire française est soumise à un contrôle étroit tant au niveau national que communautaire et international. C'est notamment le cas pour les mouvements des substances radioactives :

- les autorisations génériques sont délivrées par l'ASN, pour ce qui concerne la sûreté des modes de transports, ainsi que des colis et emballages de transport français et étrangers ;
- les mouvements, en interne à la France ou depuis ou vers l'étranger, font ponctuellement l'objet d'autorisations sous l'autorité du HFDS, avec le concours technique de l'IRSN ;
- les exportations de matières nucléaires sont soumises à des licences d'exportation délivrées par le pays d'origine sur la base de réglementations internationales, et, pour ce qui concerne les pays membres de l'Union européenne, de règlements communaux ; en France, les licences sont délivrées par les Douanes après instruction du dossier par les administrations compétentes (affaires étrangères, défense, énergie, industrie) ;
- le traité Euratom institue, d'une part, un contrôle de sécurité (chapitre VII et règlement 302/05) visant à permettre à la Commission européenne de s'assurer que les matières nucléaires ne sont pas détournées des usages auxquels les utilisateurs ont déclaré les utiliser, et, d'autre part, un contrôle visant au respect des dispositions sur l'approvisionnement (chapitre VI).

2. EXPLICATIONS SUR LE RE COURS AUX INSTALLATIONS RUSSES ET SUR LE RE CYCLAGE DE L'URANIUM DE RETRAITEMENT

2.1 Assurer la sécurité d'approvisionnement de l'industrie nucléaire et de la France nécessite de diversifier les sources d'approvisionnement aux différentes étapes du cycle du combustible : la Russie est un des éléments de cette stratégie

La France maîtrise toutes les étapes du cycle du combustible. Pour autant, une diversification des approvisionnements permet de limiter les risques. Personne ne remettra en cause la diversification des contrats d'approvisionnement en uranium naturel auprès de différents producteurs. Les raisonnements tenus pour le pétrole et le gaz valent aussi dans le secteur du nucléaire.

C'est pourquoi, notamment pour les étapes d'enrichissement, mais cela vaut aussi pour la conversion et la fabrication de combustible, il ne serait pas responsable de confier l'approvisionnement français à une seule usine, fût-elle française. Toute installation industrielle peut en effet connaître des défaillances opérationnelles qui peuvent interrompre la production. Pour éviter toute rupture d'approvisionnement, EDF, tout en faisant majoritairement appel à AREVA, a aussi des contrats avec Urenco (société d'enrichissement implantée aux Pays-Bas, en Angleterre et en Allemagne) et avec Tenex (société implantée en Russie). Tout comme AREVA, ces deux sociétés maîtrisent les techniques d'enrichissement depuis de nombreuses années. De plus, le procédé industriel utilisé par Urenco et Tenex est connu, c'est l'ultracentrifugation, et il a été adopté par AREVA qui va le mettre en œuvre dans le cadre de l'usine George Besse II en cours de construction à Pierrelatte.

2.2 La stratégie française consiste à tirer sur le long terme l'ensemble du potentiel énergétique de l'uranium

Avant toute chose, il importe de préciser que le potentiel énergétique de l'uranium naturel n'est aujourd'hui que très partiellement valorisé. En effet, seul l'uranium 235 peut aujourd'hui être valorisé alors qu'il ne représente que 0,7% de l'uranium naturel (le reste étant de l'uranium 238).

Il importe tout d'abord de rappeler que le recours au traitement-recyclage se justifie pleinement, en particulier dans une logique de développement durable :

- parce qu'il permet de bien conditionner les déchets ultimes, en les inertant dans des verres ;
- parce qu'en recyclant les matières, il permet de réduire les besoins en uranium naturel.

Après les opérations de traitement des combustibles usés réalisées à La Hague, on obtient trois groupes de substances radioactives :

- les déchets les plus radioactifs, 95% de la radioactivité, concentrés dans les verres qui sont entreposés à La Hague dans l'attente du stockage géologique,
- le plutonium (forte valeur énergétique) valorisé d'ores et déjà dans les combustibles MOX
- enfin, l'uranium de retraitement, qui constitue une matière énergétique puisqu'elle peut être et est utilisée en lieu et place d'uranium naturel (moyennant une gestion adaptée du cœur du réacteur). C'est cette matière dont parle le reportage d'Arte, qui fait l'objet d'une assimilation à tort à des déchets radioactifs.

L'ensemble de l'uranium issu du retraitement pourrait être enrichi, en lieu et place d'uranium naturel, pour être utilisé dans nos réacteurs. Ce n'est pas la stratégie suivie : seul un tiers de l'uranium de retraitement est enrichi, le reste est entreposé dans l'attente de la décision industrielle de valorisation, et constitue une ressource stratégique qui sera mobilisée en fonction de l'évolution du marché de l'uranium naturel. Il s'agit d'une stratégie de "bas de laine".

Par ailleurs, tout procédé d'enrichissement, à partir d'uranium naturel ou d'uranium de retraitement, génère de l'uranium appauvri (les 90% évoqués dans le reportage d'Arte). Cet uranium appauvri présente également un potentiel de valorisation. Il peut être :

1. enrichi au même titre que l'uranium naturel ;
2. utilisé dans les combustibles MOX, ce que nous faisons ;
3. utilisé dans les potentiels futurs réacteurs de 4ème génération. Ces technologies permettront de tirer partie de la totalité du potentiel énergétique de l'uranium en consommant l'uranium 238, aujourd'hui non valorisé (l'enrichissement de l'uranium appauvri permet d'en valoriser le contenu en uranium 235 mais pas celui en uranium 238).

La disponibilité d'ores et déjà effective des deux premières filières de valorisation justifie à elle seule que l'uranium appauvri constitue une matière radioactive, au sens que son utilisation est prévue ou envisagée.

En ce qui concerne l'uranium 238 contenu dans l'uranium appauvri, issu du retraitement ou non, il pourra être valorisé sur le très long terme, dans les réacteurs de 4ème génération. Il représente une **ressource pour plusieurs millénaires**. Ceci est dû à la fois à la grande performance attendue des réacteurs de 4ème génération et au fait que l'uranium naturel contient environ 150 fois plus d'uranium 238 que d'uranium 235.

Ceci n'est pas un problème mais au contraire une partie de la réponse aux besoins énergétiques sur le très long terme. Du point de vue du développement durable et de la préservation des ressources pour l'avenir, ces matières ne sauraient donc être considérées comme des déchets. Il va de soi que préserver ces ressources n'autorise aucunement à s'exonérer de gérer aujourd'hui ces matières dans les meilleures conditions environnementales. Bien évidemment, au cas où les réacteurs de 4ème génération ne pourraient être développés, 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 pleinement dans le cadre fixé par la loi du 28 juin 2006 de programme de gestion durable des matières et déchets radioactifs.

2.3 L'enrichissement de l'uranium de retraitement nécessite pour le moment de faire appel exclusivement à l'étranger

A ce jour, on ne peut enrichir en France l'uranium de retraitement. En effet, on ne peut simultanément dans la même ligne industrielle enrichir de l'uranium naturel et de l'uranium de retraitement. L'usine Georges Besse I dont nous disposons en France est dédiée à l'enrichissement de l'uranium naturel. L'usine Georges Besse II, basée sur une technologie différente et actuellement en cours de construction, aura la possibilité d'enrichir, dans des lignes séparées, de l'uranium naturel comme de l'uranium de retraitement. Des discussions en ce sens ont lieu entre EDF et AREVA.

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...).

2.4 La vigilance sur les questions environnementales et sur la sécurité d'approvisionnement doit être maintenue

Bien que les exploitants français ne soient plus responsables juridiquement de l'uranium appauvri en Russie, nous avons un **devoir de responsabilité vis-à-vis du devenir de ces matières**. La vigilance environnementale est à cet égard un impératif. C'est pourquoi la DGEC soutient, si le Haut Comité à la Transparence et à l'Information en matière de sécurité nucléaire la juge utile, une **mission d'information sur les conditions d'entreposage de cet uranium appauvri en Russie, comparativement aux autres installations européennes d'enrichissement**.

Il existe un deuxième enjeu au-delà de la nécessaire vigilance environnementale. Il s'agit de la **vigilance du point de vue de la sécurité d'approvisionnement**. Ainsi que cela est expliqué plus haut, l'uranium de retraitement est une matière stratégique. Il faut donc s'assurer de la non-dépendance de la France vis-à-vis d'un seul pays. La dépendance actuelle du point de vue de l'uranium de retraitement (qui alimente 4 réacteurs sur 58) ne doit aucunement perdurer. C'est pourquoi la mise en service de l'usine Georges Besse II à Pierrelatte est essentielle.

La construction d'une telle usine en France et les négociations en cours entre EDF et AREVA pour y enrichir tout ou partie de l'uranium de retraitement montrent que le contrat existant avec les Russes n'a pas pour objet de permettre à la France de se débarrasser de « soi-disant déchets d'uranium appauvri » à l'étranger.

3. L'ETAT DOIT AMELIORER ENCORE LA TRANSPARENCE ET LA PEDAGOGIE SUR LA GESTION DES MATIERES ET DECHETS RADIOACTIFS

3.1 Le débat porte sur un sujet public, connu des spécialistes, mais insuffisamment explicité et expliqué

Il convient avant toute chose de rappeler que le sujet qui a initié le débat, les échanges avec la Russie, est connu depuis longtemps des autorités françaises et européennes, et avait également un caractère public. En attestent :

- 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 traité] 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."¹
- Le Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs (PNGMDR), publié en 2007, indique que le réenrichissement de l'uranium de retraitement est fait à l'étranger : "Une partie de l'uranium de retraitement séparé dans les usines de retraitement de COGEMA la Hague est reconvertis en UF6 pour être réenrichi en isotope 235 à l'étranger. La quantité d'uranium ainsi reconvertis 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" ²
- le communiqué diffusé le 12/10 par l'association Robin des Bois, dont le titre est « Déchets nucléaires : rien de neuf »³.

3.2 Deux points ont en particulier jusqu'à présent été insuffisamment expliqués

Les éléments apportés par les trois premières pages du présent document n'avaient jusqu'à présent pas été explicités à ce niveau de détail. La DGEC considère que l'explicitation était en particulier insuffisante sur deux points :

- le fait que l'industrie nucléaire française ait recours à des installations étrangères (cf. 2.1 et 2.3)
- la stratégie de valorisation des matières radioactives (cf. 2.2)

3.3 Le prochain plan national de gestion des matières et déchets radioactifs poursuivra la démarche d'amélioration continue engagée depuis de nombreuses années par notre pays

A ce titre, il convient de rappeler que la France est l'un des premiers pays à s'être doté d'une stratégie de gestion des déchets MA-HAVL 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 précédent 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 déchets et des matières radioactives.

L'Etat est par ailleurs conscient des améliorations qui doivent être amenées en continu à ces dispositifs. C'est dans cette optique que le prochain PNGMDR apportera des compléments utiles sur la stratégie de valorisation des matières radioactives. Ce document est en cours de finalisation : je viendrai le 20 novembre prochain avec un exemplaire à l'attention du Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire.

Il est également important de mentionner la dynamique en cours au niveau de l'Union européenne concernant un projet de directive de gestion des déchets radioactifs. 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 d'inventaires nationaux et de plans nationaux de gestion du combustible usé et des déchets radioactifs. La France soutient le projet de directive visant à mettre en œuvre cette résolution. Elle continuera de jouer un rôle moteur en ce sens.

Le Directeur Général de l'Energie et du Climat

Pierre-Manck CHEVET

1 Page 50 du rapport disponible au http://www.developpement-durable.gouv.fr/energie/nucleaire/fle_nuc.htm

2 Page 73 du rapport disponible au <http://www.developpement-durable.gouv.fr/energie/nucleaire/pdf/pngmdr.pdf>

3 http://www.robindesbois.org/communiques/radioactif/siteetdechet/2009/dechets_nucleaires_rien_de_neuf.html

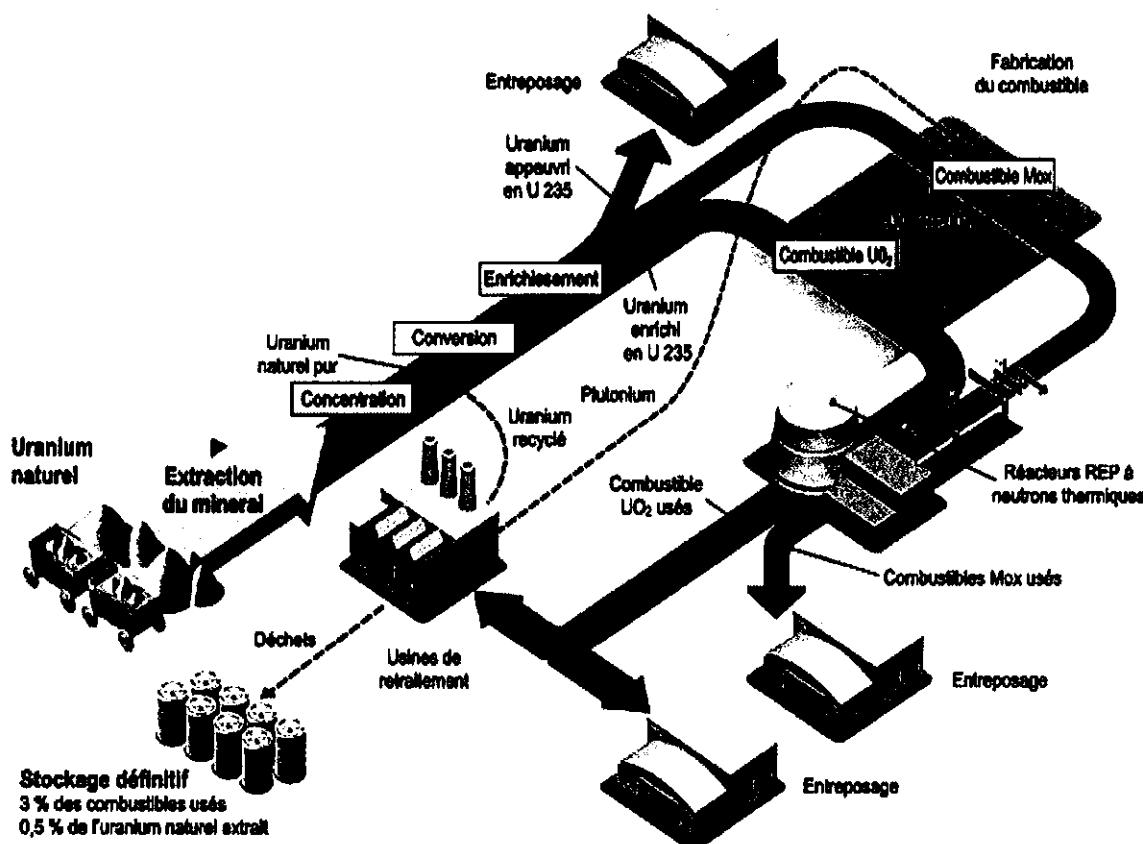
HCTISN

DOSSIER TECHNIQUE

1 Le cycle du combustible existant

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 ».

Le traitement-recyclage permet la réutilisation d'une partie des matières (uranium et plutonium) à l'issue de la première irradiation. Les deux couleurs sur le schéma ci-dessous correspondent à deux types de combustibles : le bleu correspond au combustible à base d'uranium uniquement, le rouge au combustible dit MOX (mélange d'uranium et de plutonium).



Graphique : source CEA

Le schéma permet de visualiser que des substances « sortent » du cycle du combustible actuel, en particulier la majeure partie de l'uranium appauvri, une partie des combustibles usés et des déchets ultimes. Certaines de ces substances sont valorisables dans d'autres cycles du combustible du futur (cf. partie 3), d'autres sont destinées au stockage définitif (cf. partie 4).

1.1 Extraction de l'Uranium naturel

Après l'extraction du minerai d'uranium, un traitement chimique est réalisé en vue de la concentration du minerai. Cette étape se fait dans la plupart des cas sur place, à côté de la mine. Le produit obtenu est le "yellow cake".

Dans la mesure où aucune mine d'uranium n'est plus en exploitation en France, aucun flux n'est associé en France à cette étape du cycle du combustible.

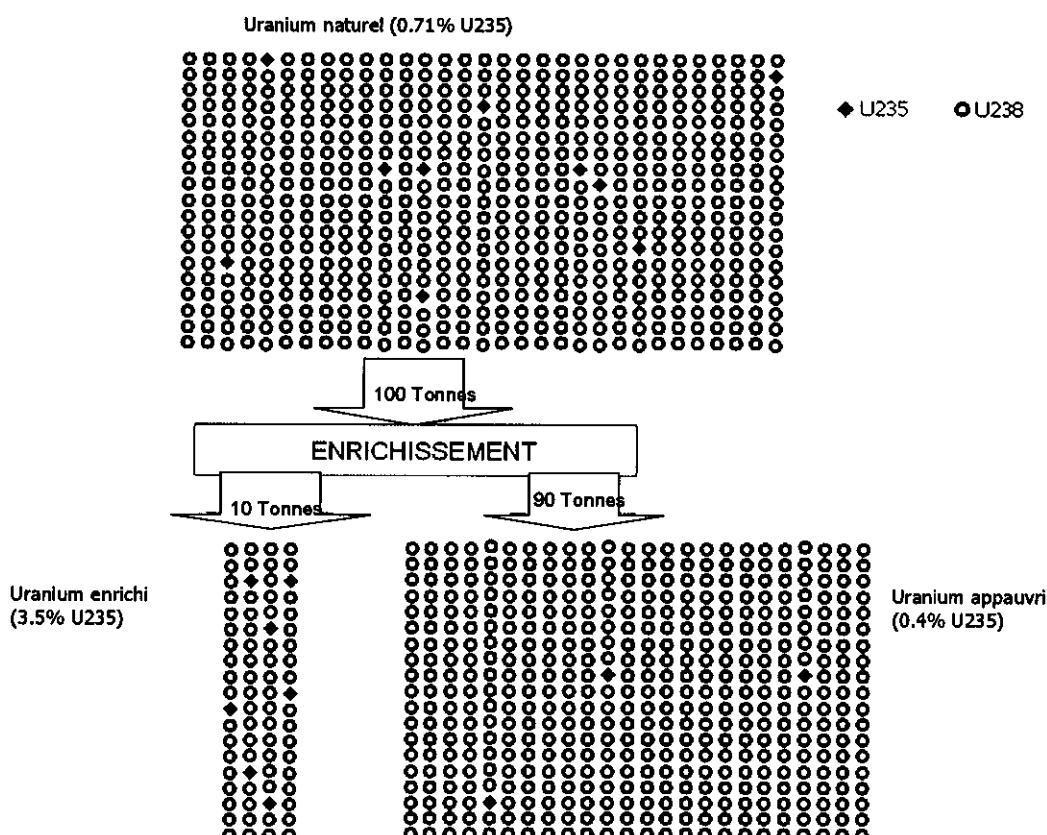
Les approvisionnements proviennent d'une dizaine de pays différents (Niger, Australie, Canada,...) avec des flux annuels de l'ordre 10 000/12 000 tonnes/an. L'uranium importé en France sert à EDF mais aussi aux clients d'AREVA qui convertit et enrichit de l'uranium pour le compte de clients étrangers.

1.2 Conversion et enrichissement

Pour ce qui est de l'industrie française de l'amont du cycle, le "yellow cake" est transporté en France, à Malvési d'abord, puis à l'usine Comurhex de Pierrelatte, pour y subir en deux étapes une opération de conversion en hexafluorure d'uranium (UF_6) gazeux. C'est cette variété chimique qui est adaptée à l'opération d'enrichissement, opération qui permet d'augmenter la proportion de noyaux fissiles U235.

L'enrichissement en uranium 235 est nécessaire car la proportion de cet isotope 235 (0.71%) est trop faible dans l'uranium naturel pour pouvoir constituer la source d'énergie des réacteurs à eau pressurisée du parc français actuel. Ces derniers nécessitent en effet de l'uranium contenant un taux d'isotope 235 de l'ordre de 3 à 5% pour pouvoir fonctionner.

En France l'enrichissement se fait actuellement dans l'usine Georges Besse I grâce à la technique de la diffusion gazeuse. D'autres pays mènent actuellement ces opérations d'enrichissement par la technique de l'ultracentrifugation¹. L'usine Georges Besse II en cours de construction fonctionnera selon cette technique.



Deux fractions sont récupérées à l'issue de cette étape d'enrichissement.

- La fraction appauvrie en uranium 235 subit une opération de conversion sous forme d'une poudre d'oxyde d'uranium stable, incombustible, insoluble et non corrosive U_3O_8 . Cet U_3O_8 est entreposé en conteneurs dans des installations dédiées situées à Bessines et à Pierrelatte.

¹ La diffusion consiste à faire passer l'uranium, sous forme gazeuse UF_6 , dans un milieu poreux en exploitant le fait que l'isotope léger (235) diffuse un peu plus vite que l'isotope lourd (238). L'ultracentrifugation consiste à faire circuler le gaz UF_6 dans une centrifugeuse tournant à très haute vitesse. Les molécules les plus lourdes (238) se concentrent à la périphérie, ce qui permet de séparer les deux isotopes.

- Comme indiqué dans la partie 1.6, une partie de l'uranium appauvri est actuellement utilisée dans les combustibles MOX (combustible composé d'un mélange d'uranium et de plutonium) et une partie est ré-enrichie.
- Pour l'essentiel, cette matière est en attente de valorisation (cf. partie 3).
- Pour ce qui concerne l'uranium enrichi, l'hexafluorure d'uranium est converti en oxyde d'uranium enrichi UO₂, qui va suivre le circuit de la fabrication du combustible.

En termes de flux, à partir de 100 tonnes d'uranium naturel on produit environ 10 tonnes d'uranium enrichi à 3,5% en U235 et 90 tonnes d'uranium appauvri à 0,4 % en U235. Actuellement en moyenne, ce sont près de 10000 tonnes d'uranium naturel qui sont importées annuellement. Près de 5000 tonnes sont exportées annuellement. Ceci traduit la diversification internationale du marché du combustible nucléaire : les installations françaises travaillent aussi pour l'étranger et la France a recours à des installations étrangères pour ses propres réacteurs.

1.3 Fabrication du combustible

La poudre d'UO₂ enrichi subit 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.

A titre d'illustration, dans un réacteur EDF de 900MW, il y a 157 assemblages ce qui correspond à environ 75 tonnes d'uranium enrichi au total.

1.4 Irradiation en réacteur

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 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, du fait de cette baisse de performances, le combustible doit donc être retiré du réacteur.

Le combustible usé est entreposé dans une piscine de refroidissement près du réacteur pendant deux à trois ans environ pour laisser diminuer son activité avant son envoi à l'usine de retraitement de la Hague (cf. 1.5).

1.5 Traitement du combustible usé

Le retraitement des combustibles usés, tel qu'il est pratiqué en France, répond à une double finalité: récupérer les matières énergétiquement valorisables, et conditionner les déchets de haute activité par vitrification sous une forme inerte et sûre. Il est d'ailleurs à noter que la majeure partie de la radiotoxicité du combustible usé avant retraitement vient du plutonium ; le recyclage du plutonium permet donc à la fois de le valoriser (et donc de limiter le recours à l'uranium) et de réduire la radiotoxicité du combustible usé.

Les opérations de traitement des combustibles usés sont réalisées dans l'usine Areva de La Hague.

Aujourd'hui l'usine de La Hague traite 850 tonnes par an de combustibles usés en provenance des centrales EDF. Cette quantité va être portée à 1050 tonnes par an à partir de 2010.

Un assemblage de combustible usé (500 kg) contient encore 95% d'uranium à une teneur d'environ 0,8% en isotope 235, 1% de plutonium et un peu plus de 4% de déchets ultimes (produits de fission, actinides mineurs).

A l'issue des opérations d'extraction et de séparation chimiques menées à la Hague on a, en termes de matières, du plutonium et de l'uranium de retraitement.

Le plutonium est purifié et conditionné sous forme stable chimiquement d'oxyde de plutonium PuO₂ à l'usine AREVA de La Hague.

L'uranium de recyclage, qui constitue l'essentiel en masse de la matière récupérée, est également mis sous une forme stable d'oxyde d'uranium U₃O₈, afin de faciliter son entreposage. Cette opération est réalisée à

l'usine AREVA de Pierrelatte.

L'oxyde ainsi obtenu est conditionné en fûts métalliques de 250kg environ qui sont entreposés dans des bâtiments dédiés sur le site de Pierrelatte.

1.6 Recyclage de l'uranium de retraitement

Une partie de l'Uranium de retraitement sera ré-enrichi pour être utilisé dans la fabrication de combustibles qui seront ensuite utilisés dans des réacteurs du parc. Actuellement quatre réacteurs du parc sont autorisés par l'Autorité de Sécurité Nucléaire à fonctionner avec des combustibles à base d'uranium de recyclage et quatre fonctionnent effectivement ainsi. Les opérations de conversion et de ré-enrichissement sont faites à la demande d'EDF et selon les besoins de ce dernier.

A ce jour, on ne peut convertir et enrichir en France l'uranium de retraitement. En effet, on ne peut simultanément dans les mêmes lignes industrielles convertir, respectivement enrichir, de l'uranium naturel et de l'uranium de retraitement. L'usine Comurhex pour la conversion et l'usine Georges Besse I pour l'enrichissement dont nous disposons en France sont dédiées à l'uranium naturel. Areva étudie la possibilité de construire une installation de conversion d'uranium de retraitement et l'usine Georges Besse II, basée sur une technologie différente que Georges Besse 1 et actuellement en cours de construction, aura la possibilité d'enrichir, dans des lignes séparées, de l'uranium naturel comme de l'uranium de retraitement. Des discussions en ce sens ont lieu entre EDF et AREVA.

L'uranium de retraitement destiné à être converti puis ré-enrichi est donc intégralement envoyé à l'étranger (actuellement en Russie, précédemment pour partie aux Pays-Bas) où sont disponibles des installations de conversion et d'enrichissement adaptées à cette opération. Le ré-enrichissement pourra être réalisé dans l'usine Georges Besse II lorsque celle-ci sera pleinement opérationnelle.

1.7 Recyclage du plutonium sous forme de MOX

Le plutonium récupéré grâce au traitement des combustibles est réutilisé dans les réacteurs actuels sous forme de combustibles MOX. Ceci permet d'économiser de l'uranium enrichi, auquel le plutonium se substitue en partie.

Un combustible MOX, constitué d'une solution solide d'oxydes de plutonium et d'uranium, est extérieurement identique en tous points au combustible à uranium enrichi qu'il remplace. Les pastilles ont les mêmes dimensions. Seules changent leur composition et les conditions de mise en œuvre dans le procédé de fabrication. Ce combustible MOX est élaboré en France dans l'usine MELOX située à Marcoule dans le Gard.

Le combustible MOX est utilisé dans les centrales EDF depuis 1987. Afin de garder un fonctionnement des réacteurs à l'identique de celui pour lequel ils ont été conçus, on n'introduit dans la charge de combustible que 30% d'assemblages MOX à côté de 70% d'assemblages "traditionnels" à l'uranium enrichi.

Aujourd'hui, 22 tranches 900 MW d'EDF sont autorisées à utiliser des combustibles MOX. Ce recyclage contribue à la production électrique d'origine nucléaire pour environ 10%. Environ 100 tonnes de combustible MOX sont fabriquées chaque année pour EDF. Ce tonnage devrait être porté à 120 tonnes dans le cadre du passage de 20 à 22 réacteurs moxés

1.8 Stockage des déchets ultimes

Ainsi que cela a été indiqué au paragraphe relatif au traitement du combustible, l'une des finalités du retraitement est de minimiser la quantité des déchets ultimes destinés au stockage géologique et de les conditionner de la manière la plus sûre.

Lors du traitement des assemblages de combustibles usés, deux types de déchets sont principalement produits. L'essentiel de la radioactivité des déchets se trouve concentrée dans les solutions contenant les « produits de fission » et « actinides mineurs » séparés du plutonium et de l'uranium durant les opérations de traitement du combustible. Ce sont ces produits de fission et actinides mineurs qui sont confinés au sein d'une matrice vitreuse stable et durable. Ils constituent les déchets de haute activité. Environ 120 m³ de verre nucléaire sont élaborés chaque année pour un niveau de traitement de 850 t de combustible usé.

Parallèlement, les éléments métalliques issus des structures de combustibles usés (coques et embouts) ou de l'exploitation et de la maintenance des installations sont des déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL). Dans le processus de traitement des combustibles usés à La Hague, ces déchets sont compactés. Ils représentent ainsi environ 200 m³ par an .

Globalement, les déchets radioactifs conditionnés en France représentent moins de 1 kg par an et par habitant. Sur cette masse, les déchets HA représentent moins de 1% du total et les déchets MA-VL environ 9 %.

2 Un approvisionnement international dans un contexte de concurrence et de besoin de sécurisation

Le nucléaire n'est pas un secteur tout à fait comme les autres, et nécessite des précautions particulières. Pour autant, il faut, dans ce domaine comme partout, avoir une gestion en bon père de famille et donc avoir une diversification des approvisionnements pour limiter les risques. Personne ne remettra en cause la diversification des contrats d'approvisionnement en uranium naturel auprès de différents producteurs. Les raisonnements tenus pour le pétrole et le gaz valent aussi dans le secteur du nucléaire.

2.1 L'approvisionnement en uranium naturel fait appel exclusivement à l'international

L'uranium naturel est réparti de façon assez homogène sur la surface de la planète. Le total des réserves est estimé à 5,5 millions tonnes d'uranium. Les principales zones sont les suivantes : Australie, Kazakhstan, Canada, Afrique du Sud, Brésil, Namibie, Russie, États-Unis, Ouzbékistan, Mongolie, Ukraine, Niger, Algérie. Cette absence de concentration géographique des réserves d'uranium permet de ne pas dépendre d'un petit nombre de pays 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 dépend donc exclusivement de l'international pour son approvisionnement international. Cependant cette dépendance n'est pas un problème car :

- les approvisionnements sont diversifiés puisque la France dépend d'une dizaine de pays différents. Cela permet de faire jouer utilement la concurrence ;
- les pays d'où l'uranium est importé sont globalement sûrs ;
- 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.

Il convient de rester vigilant dans la part des différentes régions du mondial dotées en Uranium naturel dans le portefeuille d'approvisionnement de la France pour ne pas rendre dépendante celle-ci d'un pays particulier.

2.2 La sécurisation des différentes étapes de la fabrication du combustible nécessite une mutualisation des installations existantes

La stratégie de diversification des approvisionnements en uranium naturel est aussi appliquée pour les opérations de conversion, d'enrichissement, de fabrication de combustible... Le recours à une telle diversification n'est pas le résultat de lacunes dans la maîtrise du cycle du combustible. Au contraire, la France est l'un des rares pays à maîtriser toutes les étapes du cycle du combustible de la conversion de l'uranium au recyclage en passant par l'enrichissement. Cependant, toute installation industrielle peut connaître des défaillances opérationnelles qui peuvent interrompre la production. Il est nécessaire de se couvrir contre le risque de rupture d'approvisionnement. Pour éviter toute rupture d'approvisionnement, EDF (i) a une stratégie adéquate de gestion de stocks de secours et (ii) a diversifié ses contrats. A titre d'exemple, pour l'enrichissement, tout en faisant majoritairement appel à AREVA, EDF fait aussi appel à Urenco, une société d'enrichissement implanté aux Pays-Bas, en Allemagne et en Grande-Bretagne et à Tenex, une société implantée en Russie.

Au contraire, la stratégie menée actuellement permet une optimisation de l'ensemble des installations européennes ainsi que des installations russes permettant de limiter le coût environnemental de l'industrie du nucléaire et de mutualiser les risques de défaillance.

Concernant le point particulier de l'uranium de retraitement, si en 2009 EDF ne fait actuellement appel qu'à la Russie il a sur les 10 dernières années fait aussi appel aux Pays-Bas (Urenco possédant la même technologie que Tenex).

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 (cf. point 5).

3 Perspectives de valorisation pour les matières qui ne sont pas utilisées dans le cycle du combustible actuel

3.1 Valorisation de l'uranium de retraitement à l'issue de plusieurs irradiations

A l'issue d'une première irradiation, l'uranium des combustibles usés est aujourd'hui extrait pour être valorisé dans les combustibles contenant de l'uranium de recyclage enrichi (URE). Après une seconde irradiation (qui correspond à la première irradiation des combustibles URE), ces combustibles URE sont entreposés. L'uranium n'est donc aujourd'hui pas valorisé à l'issue de la seconde irradiation, mais pourrait l'être à l'avenir dans les cycles du combustible du futur.

Dans son avis du 25 août 2009, l'« Autorité de sûreté nucléaire considère que le retour d'expérience disponible confirme le caractère valorisable des matières produites par la filière « uranium ». L'ASN recommande toutefois que l'étude soit complétée par une analyse du devenir de l'uranium à l'issue d'un deuxième recyclage éventuel (possibilité de nouvelle valorisation ou traitement en déchets). »

Le Gouvernement étudie actuellement, en lien avec les exploitants nucléaires, les modalités de réalisation d'une telle étude sur la valorisation de l'uranium de retraitement à l'issue de plusieurs irradiations. Une recommandation sur ce sujet devrait être incluse dans le prochain Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs à paraître début 2010.

A plus long terme, compte tenu de l'utilisation très performante de l'uranium 238 dans les réacteurs à neutrons rapides de 4^{ème} génération, la valorisation de l'uranium issu du retraitement, comme celle de l'uranium appauvri, constitue une ressource à l'échelle du millénaire (cf. section suivante).

3.2 La principale matière en attente de valorisation est l'uranium appauvri : source d'énergie pour l'avenir

Comme indiqué dans la partie 1, une petite partie de l'uranium appauvri est utilisée régulièrement comme matrice support du combustible MOX (combustible composé d'un mélange d'uranium et de plutonium). Ce flux représente environ une centaine de tonnes par an. D'autres utilisations consistent notamment en la fabrication de masses d'équilibrage pour avions, mais en faibles quantités.

A moyen et long terme, deux autres modes de valorisation de l'uranium appauvri sont envisageables dont le premier est déjà pour partie mis en oeuvre : le réenrichissement et l'utilisation dans les réacteurs de 4^{ème} génération.

- Il est en effet économiquement intéressant de ré-enrichir de l'uranium appauvri à des teneurs plus élevées, en cas de hausse des cours de l'uranium naturel et grâce à l'utilisation de techniques d'enrichissement plus performantes (ultra-centrifugation) afin de mieux exploiter l'isotope 235 de l'uranium. On peut ainsi envisager qu'à moyen terme les stocks actuels d'uranium appauvri (dénommé ici Uapp « primaire ») soient ré-enrichis, sur des durées de l'ordre de 30 à 50 ans. De nouveaux stocks d'uranium appauvri, Uapp secondaire (à un taux en Uranium 235 de l'ordre de 0,1 à 0,2%), seraient ainsi constitués. Ce ré-enrichissement est déjà pratiqué dans les installations surcapacitaires d'enrichissement russes :
 - Production de l'uranium à teneur intermédiaire nécessaire pour produire du combustible à teneur civile à partir d'uranium très enrichi issu du désarmement (accord USA-Russie dit HEU Deal)
 - Contrats des enrichisseurs européens avec Tenex pour le réenrichissement d'une partie de leur uranium appauvri en Russie, contribuant ainsi à l'optimisation de l'utilisation des capacités d'enrichissement et des ressources d'uranium mondiales.

Par ailleurs, de nouvelles technologies, telles que l'enrichissement par laser, pourraient à terme permettre une séparation encore plus poussée, produisant alors de l'Uapp tertiaire (avec un objectif de taux en Uranium 235 inférieur à 0,1%).

- A plus long terme enfin, les stocks d'uranium appauvri seront valorisables à grande échelle dans les réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération, qui pourraient être déployés à partir du milieu du siècle. Ce type de réacteur peut en effet tirer partie de tout le potentiel énergétique de l'isotope 238 de l'uranium.

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 fin 2030 le stock d'uranium appauvri soit de l'ordre de 450 000 tonnes² en France. En première

² Chiffre publié dans l'Inventaire national des matières et des déchets radioactifs 2009, Rapport de synthèse,

analyse, les modes de valorisation envisageables à moyen et long terme permettraient de valoriser des flux de matière du même ordre de grandeur :

- le réenrichissement permet de valoriser une partie de l'uranium 235 restant dans l'uranium appauvri. En revanche, il ne permet pas la valorisation effective de l'uranium 238, qui correspond à plus de 99% de l'uranium appauvri, et qui se retrouvera in fine, suite au réenrichissement, sous forme d'Uranium appauvri secondaire ou tertiaire ou, après irradiation des combustibles usés, sous forme d'uranium de retraitement (essentiellement) ;
- à plus long terme, l'utilisation dans les réacteurs de quatrième génération permettra de valoriser à la fois l'uranium 235 et l'uranium 238. Un parc de 4^{ème} génération d'une puissance équivalente au parc français actuel (de l'ordre de 60 GW) consommerait de l'ordre de 100 tonnes d'uranium appauvri par an.

En ordre de grandeur, le stock d'uranium appauvri à fin 2030 permettrait ainsi d'alimenter un parc de réacteurs nucléaires de quatrième génération à l'échelle de plusieurs milliers d'années.

Le stock d'uranium appauvri (et d'uranium issu du retraitement) présent en France est un atout à plusieurs titres. Il constitue une ressource pour répondre aux besoins énergétiques sur le long terme, alors que l'on anticipe une baisse de la production de certains hydrocarbures et une hausse de la demande mondiale en énergie. En outre, ce stock contribue à la sécurité d'approvisionnement dans la mesure où ces matières sont entreposées en France alors que l'uranium naturel doit être acheté à l'étranger.

Si l'uranium appauvri ne pouvait être utilisé dans les réacteurs de quatrième génération (si cette filière n'atteignait par exemple pas le stade industriel), l'uranium appauvri pourrait, après valorisation de l'uranium 235, être requalifié en déchet, et donc géré en tant que tel. Afin d'anticiper ce risque, il est prévu dans le PNGMDR précédent que l'ensemble des propriétaires de matières radioactives valorisables mène avant fin 2010, à titre conservatoire, des études sur les filières possibles de gestion dans le cas où ces matières seraient à l'avenir qualifiées de déchets.

3.3 Les autres matières valorisables : combustible usé, plutonium, thorium, MES...

L'essentiel des combustibles usés présents sur le sol français est destiné au traitement-recyclage. Le traitement est actuellement réalisé à l'usine de La Hague pour les combustibles UOX, ce qui permet d'extraire de l'uranium de retraitement (cf. ci-dessus) et du plutonium qui peut également être valorisé (cf. paragraphe suivant). La majorité des combustibles usés constitue donc des matières valorisables. De faibles quantités de combustibles usés de réacteurs de recherche sont cependant assimilées à des déchets et ils sont pris en compte par l'Andra dans les dossiers en cours relatifs au stockage des déchets de haute activité à vie longue (il s'agit par exemple des combustibles du réacteur EL4 de Brennilis, des combustibles OSIRIS oxyde, et des crayons et échantillons expérimentaux).

Le plutonium contenu dans les assemblages combustibles usés peut ainsi être extrait pour recyclage, qui est aujourd'hui réalisé dans le combustible MOX (cf. parties 1.5 et 1.7). En France, le combustible MOX utilisé par EDF contribue à hauteur de 10% environ à la production électrique nucléaire nationale. Ce sont ainsi de l'ordre de 10 tonnes de plutonium qui sont annuellement recyclées, soit la totalité du flux issu des combustibles EDF traités dans l'usine de La Hague par AREVA NC.

Une partie des combustibles usés (notamment URE et MOX usés) sont aujourd'hui entreposés, dans l'attente d'un traitement ultérieur lorsque les besoins en plutonium augmenteront, afin de démarrer les réacteurs de quatrième génération. La quantité d'uranium extraite lors de ces opérations de traitement s'ajoutera à l'uranium de traitement évoqué dans la partie 3.1 destiné à l'alimentation des réacteurs de quatrième génération. D'après les estimations d'EDF, la quantité totale de plutonium mobilisable à l'horizon 2040 (dans les combustibles usés et les « derniers coeurs ») devrait être de l'ordre de 505 à 565 tonnes, ce qui permettrait de démarrer environ 25 réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération du type proposé dans les études du CEA (d'une puissance de 1,45 GWe).

Parmi les autres matières valorisables entreposées en France, on trouve le thorium qui peut, par capture neutronique, se transmuter en uranium 233, qui est fissile. Un "cycle thorium" utilisant le thorium comme combustible pourrait ainsi éventuellement voir le jour, mais pas avant plusieurs décennies au vu des travaux de recherche et développement encore nécessaires. Il existe donc de fortes réserves quant au développement à court ou moyen terme d'une filière de valorisation grâce à des réacteurs utilisant le thorium comme combustible. En conséquence, le Gouvernement envisage dans le cadre du prochain PNGMDR de demander à AREVA, au CEA et à RHODIA de mener d'ici fin 2010 des études sur les filières possibles de gestion dans le cas où ces matières seraient à l'avenir qualifiées de déchets. Il est également prévu de leur

demander d'examiner en particulier d'ici fin 2010, en lien avec l'Andra, la possibilité et les conséquences, notamment en termes d'emprise, de conception et de coût, de leur prise en charge dans les futurs centres de stockage. Par ailleurs des réflexions seront menées sur l'opportunité et la faisabilité d'un mécanisme pour sécuriser financièrement la gestion à long terme de ces matières pour le cas où elles seraient in fine qualifiées de déchets.

Enfin, des « matières en suspension » de Rhodia contiennent des oxydes de terres rares et des traces de thorium et d'uranium, qui peuvent être extraits pour être valorisés.

4 Gestion des déchets radioactifs

Après quelques rappels généraux concernant les déchets radioactifs, cette partie décrit les filières de gestion existantes et en développement pour les déchets radioactifs fin 2009. A des fins d'exhaustivité et de transparence, il a été choisi de décrire l'ensemble des filières de gestion des déchets radioactifs, même si certaines ne concernent pas stricto sensu le « cycle du combustible » de la filière électronucléaire (ex : les déchets à radioactivité naturelle renforcée, ou les sources scellées usagées).

4.1 Quelques rappels généraux concernant les déchets radioactifs

Les déchets radioactifs sont très divers ; certains d'entre eux peuvent présenter des dangers qui ne sont pas liés à leur caractère radioactif (toxicité chimique par exemple). Deux caractéristiques principales permettent de classer les déchets du point de vue de la radioactivité :

- l' "activité" des éléments radioactifs contenus dans les déchets, qui correspond au nombre de désintégrations par unité de temps (autrement dit il s'agit du "niveau" de radioactivité des éléments radioactifs), désintégration générant des rayonnements dits radioactifs ;
- la "période radioactive" des éléments radioactifs contenus, qui correspond au temps nécessaire pour que la quantité d'atomes d'un élément radioactif se soit désintégrée de moitié.

Les substances radioactives peuvent avoir une origine naturelle ou être la conséquence d'activités humaines. Les sources naturelles de radiations ionisantes sont nombreuses : minerais et matériaux renfermant des radionucléides naturellement présents dans notre environnement (uranium et thorium, tritium, potassium 40, carbone 14, etc.), rayonnement cosmique... En outre, depuis le début du 20^{ème} siècle, les activités humaines manipulant des substances radioactives ont produit des matières et déchets radioactifs, qui proviennent de cinq principaux secteurs économiques :

- le secteur Electronucléaire : principalement les centrales nucléaires de production d'électricité, les usines de l'amont du cycle du combustible (extraction et traitement du minerai, conversion, enrichissement et fabrication du combustible), et les usines de traitement du combustible usé ;
- le secteur Défense : principalement les activités liées à la force de dissuasion et à la propulsion nucléaire de certains bâtiments, dont certaines activités de recherche ;
- le secteur Recherche : les activités de recherche nucléaire civile ;
- le secteur Industrie non-électronucléaire : notamment l'extraction de terres rares, la fabrication et l'utilisation de sources scellées ;
- le secteur Médical : activités thérapeutiques, de diagnostic médical, et de recherche médicale.

La classification française usuelle pour les déchets radioactifs repose sur l'activité et la période radioactive des radioéléments contenus ; elle comprend les catégories suivantes :

- les déchets de haute activité (HA), principalement constitués des colis de déchets vitrifiés issus du retraitement des combustibles usés.
- les déchets de moyenne activité à vie longue (MAVL), également principalement issus des activités de traitement. Il s'agit des déchets technologiques (outils usagés, équipements...), de déchets issus du traitement des effluents comme les boues bitumées et des déchets de structure, les coques et embouts constitutants de la gaine du combustible nucléaire, conditionnés dans des colis de déchets cimentés ou compactés.
- les déchets de faible activité à vie longue (FAVL), essentiellement des déchets de graphite et des déchets radifères. Les déchets de graphite proviennent principalement du démantèlement des réacteurs de la filière dite « uranium naturel graphite gaz ». Les déchets radifères sont en majorité issus d'activités

industrielles non-nucléaires (comme le traitement de minéraux contenant des terres rares).

- les déchets de faible activité et moyenne activité à vie courte (FMA-VC), essentiellement issus de l'exploitation et du démantèlement des centrales nucléaires, des installations du cycle du combustible, des centres de recherche et pour une faible partie des activités de recherche biomédicale.
- les déchets de très faible activité (TFA), majoritairement issus de l'exploitation de maintenance et du démantèlement des centrales nucléaires, des installations du cycle du combustible et des centres de recherche.

Cette classification permet d'associer aux différentes catégories de déchets les filières de gestion à long terme présentées dans le tableau ci-dessous.

	Vie très courte (période < 100 jours)	Vie courte (période ≤ 31 ans)	Vie longue (période > 31 ans)
Très Faible Activité (TFA)			Centre de stockage TFA en surface (Aube)
Faible Activité (FA)			Centre de stockage FMA en surface (Aube) Recherches menées dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 (stockage à faible profondeur)
Moyenne Activité (MA)	Gestion par décroissance radioactive		
Haute Activité (HA)			Recherches menées dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 (stockage en couche géologique profonde)

Il est à noter qu'il n'existe pas de critère de classement unique permettant de déterminer la catégorie d'un déchet : en complément de l'activité globale d'un déchet, il est nécessaire d'étudier la radioactivité de chacun des radionucléides présents dans le déchet. En outre, cette classification, reposant uniquement sur le niveau d'activité et la période des radionucléides contenus dans les déchets, n'est pas suffisante pour déterminer précisément le mode de gestion approprié à un type particulier de déchet. Les caractéristiques physiques et chimiques des déchets, ainsi que leur origine, doivent en effet également être prises en compte.

Un Inventaire national des matières et déchets radioactifs est élaboré, mis à jour et publié tous les trois ans par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra). L'inventaire national 2009 présente les stocks de déchets et de matières à fin 2007 ainsi que des prévisions à fin 2020, à fin 2030, et à l'issue de la durée de vie des installations existantes ou autorisées (le tableau ci-dessous présente les chiffres concernant les déchets). Cet Inventaire présente également les capacités d'entreposage pour les déchets HA, MAVL, FAVL radifères et tritiés, ainsi que les besoins d'entreposages pour les déchets HA et MAVL relevant du stockage profond. Enfin, l'inventaire présente les stocks de matières radioactives, les sites pollués par la radioactivité et des éléments d'information sur les sites de stockage de résidus miniers.

(en m ³ équivalent conditionné)	VOLUMES EXISTANTS à fin 2007	VOLUMES EXISTANTS à fin 2020	VOLUMES EXISTANTS à fin 2030	DECHETS " ENGAGES "3
HA	2 293	3 679	5 060	7 910
MA-VL	41 757	46 979	51 009	65 300
FA-VL	82 536	114 592	151 876	164 700
FMA-VC	792 695	1 009 675	1 174 193	1 530 200
TFA	231 688	629 217	869 311	1 560 200
TOTAL	1 150 969	1 804 142	2 251 449	3 328 310

4.2 L'entreposage d'attente des déchets radioactifs

L'entreposage des déchets radioactifs est une opération qui consiste à les placer temporairement dans une installation permettant une mise en attente, un regroupement, un suivi ou une observation. A la différence d'un centre de stockage, les lieux d'entreposages de déchets radioactifs ne sont pas conçus pour assurer des fonctions de sûreté à très long terme mais pour une durée déterminée (en particulier, ils nécessitent un entretien et des interventions humaines). Au terme de la période d'entreposage, les déchets sont donc obligatoirement retirés de l'installation. Par ailleurs, la complexité et le coût des installations d'entreposage pour assurer le respect des normes de sûreté varient en fonction des types de déchets accueillis. Les entreposages de déchets radioactifs évoqués dans le PNGMDR sont regroupés en trois catégories :

- les entreposages de courte durée, liés à la gestion des déchets par décroissance radioactive. Ce mode de gestion est réservé aux déchets dont les radioéléments ont une période radioactive inférieure à 100 jours. L'objectif est d'attendre que l'activité des déchets ait suffisamment décru pour qu'ils puissent être éliminés vers une filière conventionnelle. Les principaux établissements concernés sont les services de médecine nucléaire et des laboratoires de recherche ;
- les anciens entreposages, qui ne répondent plus parfaitement aux normes de sûreté actuelles et qui nécessitent d'être vidés, à des échéances plus ou moins proches ;
- les entreposages plus récents, qui répondent aux normes de sûreté et dont il faut vérifier l'adéquation aux prévisions de production de déchets.

4.3 La gestion à long terme des déchets : les centres de stockage dédiés aux déchets radioactifs

Le centre de stockage de déchets de très faible activité (TFA)

En France, les déchets de très faible radioactivité sont gérés dans une filière spécifique permettant une traçabilité suffisante, même si une grande part d'entre eux ne nécessite pas de disposition de confinement particulière (leur activité est très faible voire parfois seulement potentielle). Une filière de stockage sûre et économique leur a donc été dédiée avec la création d'un centre de stockage de déchets très faiblement radioactifs, qui est opérationnel depuis l'été 2003 à Morvilliers, dans l'Aube. Il s'agit d'un stockage en surface, dans des alvéoles creusées dans l'argile dont le fond est aménagé pour recueillir d'éventuelles eaux infiltrées pendant toute la durée du stockage. La capacité du centre de stockage est de 650 000 m³.

La filière de stockage de déchets de faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC)

Les déchets FMA-VC sont gérés dans une filière dédiée, historiquement au travers du centre de stockage de la Manche (en service entre 1969 et 1994, et aujourd'hui en phase de surveillance), et maintenant au travers du centre de stockage de l'Aube.

³ Scénario de poursuite de la production électronucléaire

Le centre de stockage de la Manche (CSM)

Depuis sa mise en service en 1969, et jusqu'en 1994, ce sont 527 000 m³ de colis de déchets FMA-VC qui ont été stockés au centre de stockage de la Manche (CSM), à Digulleville. Ce centre a été recouvert, entre 1991 et 1996, par une couverture dont l'étanchéité est apportée par une membrane bitumineuse. Il est désormais en phase de surveillance depuis 2003. Il est à noter une présence persistante, bien qu'en diminution, de tritium dans la nappe sous le centre et dans les rivières environnantes. Elle est liée au stockage, dans les années 1970 de déchets tritiés dans le CSM. Les évaluations montrent toutefois un impact très faible sur l'environnement.

Le centre de stockage de l'Aube (CSFMA)

Le centre de stockage de l'Aube (CSFMA), d'une capacité d'un million de mètres cubes, situé à Soulaines-Dhuys, a pris le relais du CSM à partir de 1992. Il bénéficie du retour d'expérience du CSM et des règles de sûreté qui y ont été établies dans les années 1980. Le stockage des colis se fait en surface, dans des cases en béton ; les colis sont bétonnés ou bloqués par des gravillons dans les ouvrages. Une fois rempli l'ouvrage est fermé par une dalle, rendue imperméable aux eaux de pluie par une projection de matériau plastique.

4.4 La gestion à long terme des déchets : les autres modes de gestion existants

Les résidus et stériles miniers

Des mines d'uranium ont été exploitées en France entre 1948 et 2001. Des activités d'exploration, d'extraction et de traitement ont concerné environ 210 sites en France répartis sur 25 départements. Le traitement des minerais quant à lui a été effectué dans 8 usines. La gestion retenue 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**.

Deux catégories de produits issus de l'exploitation des mines d'uranium sont à distinguer : les résidus miniers sont des déchets de procédés suite au traitement du minerai ; les stériles miniers désignent les sols et roches excavés pour accéder aux minéralisations d'intérêt (ils n'ont pas subi de traitement mécanique ou chimique spécial).

La quantité de **résidus miniers** peut être évaluée à 50 millions de tonnes au total. Les résidus sont stockés sur 17 sites. Il s'agit de déchets TFA voir FA dans certains cas. Les sites de stockage de résidus miniers ont ainsi été installés à proximité des installations de traitement de minerai d'uranium dans d'anciennes mines à ciel ouvert ou dans des bassins fermés par une digue de ceinture ou encore derrière une digue barrant un talweg. Ces stockages de un à quelques dizaines d'hectares renferment quelques milliers à plusieurs millions de tonnes de résidus. Avec la fermeture progressive des exploitations minières, le réaménagement de ces sites a consisté en la mise en place d'une couverture solide sur les résidus pour assurer une barrière de protection géomécanique et radiologique permettant de limiter les risques d'intrusion, d'érosion, de dispersion des produits stockés et ainsi que ceux liés à l'exposition externe et interne (radon) des populations alentours. Les résultats des mesures réalisées sur les stockages sont du même ordre de grandeur que ceux des mesures dans l'environnement du site.

Au début de l'exploitation des mines d'uranium, les **stériles miniers** étaient mis à la disposition des riverains qui pouvaient avoir besoin de matériau pour des remblais. A partir de 1982, un registre de cession a été mis en place, permettant d'assurer une meilleure traçabilité des stériles ; par la suite une modification du code minier intervenue en 1990 a encadré de façon plus stricte la gestion des matériaux issus de l'exploitation minière. Une partie des stériles se retrouve ainsi aujourd'hui dans les environs des mines sur des propriétés de particuliers, ou d'autres usages, sans que leurs quantités aient fait l'objet d'estimations précises. Les stériles miniers sont présents dans des régions qui présentent naturellement des affleurements de roches riches en radioactivité naturelle, et dans lesquelles il existe donc déjà naturellement des conditions analogues (notamment, lors de travaux de construction d'infrastructures). Ces régions se caractérisent, de plus, généralement par une grande hétérogénéité de la radioactivité naturelle. Le problème des stériles rejoint donc en partie le problème de la protection de la population dans les régions à radioactivité naturelle plus élevée que la moyenne.

Les déchets à radioactivité naturelle renforcée

Les déchets à radioactivité naturelle renforcée sont des déchets générés par la transformation de matières premières naturellement riches en radionucléides et qui ne sont pas utilisées pour leurs propriétés radioactives. Ces déchets sont d'origines diverses et présentent des volumes significatifs. Ce sont des déchets à vie longue.

Les déchets à radioactivité naturelle renforcée de très faible activité sont soit éliminés dans des centres de stockage de déchets dangereux, non dangereux ou inertes, soit éliminés au centre de stockage de déchets de très faible activité exploité par l'Andra, soit éliminés en décharge interne. Par le passé, des dépôts de cendres et de phosphogypses qui sont des déchets à radioactivité naturelle renforcée de très faible activité ont été constitués. Ces dépôts représentent chacun au moins plusieurs centaines de milliers de tonnes.

Les déchets à radioactivité naturelle renforcée de faible activité à vie longue sont en général entreposés chez les industriels car aucune filière d'élimination n'est aujourd'hui opérationnelle.

Les déchets radioactifs stockés dans des centres de stockage conventionnels

Des déchets radioactifs ont été par le passé stockés dans des centres d'enfouissement technique qui sont pour la plupart fermés ou réaménagés. Il s'agit essentiellement de boues, terres, résidus industriels, gravats et ferrailles qui proviennent de certaines activités historiques de l'industrie conventionnelle ou dans certains cas de l'industrie nucléaire civile ou militaire. L'inventaire géographique des déchets radioactifs publié par l'ANDRA liste 11 sites d'enfouissement ayant reçu, par le passé, des déchets radioactifs.

Par ailleurs, certains travaux d'aménagement urbains ont également utilisé par le passé des remblais de matériaux issus de l'industrie conventionnelle mais présentant de faibles activités radiologiques. C'est le cas des zones portuaires de La Rochelle dont les installations ont été remblayées par des résidus provenant des activités historiques de production de terres rares à partir de minerai de monazite.

4.5 La gestion à long terme des déchets : les nouvelles filières en développement

Les déchets contenant du tritium

Les déchets contenant du tritium (déchets dits tritiés) sont, en grande majorité, issus d'activités liées à la défense nationale. Du tritium est également mis en œuvre dans des activités de recherche, dans le secteur pharmaceutique ou dans des hôpitaux, que l'on nomme de façon générique "le nucléaire diffus". A l'avenir, des quantités significatives de déchets tritiés seront également produites par l'exploitation et le démantèlement de l'installation ITER (pour la recherche sur la fusion nucléaire).

Les filières opérationnelles aujourd'hui pour l'évacuation de ces déchets tritiés concernent uniquement les déchets les moins actifs. Ils peuvent être traités dans l'installation CENTRACO pour les déchets liquides. Pour les autres, compte tenu de la forte mobilité du tritium à travers les milieux qui le contiennent, il n'apparaît pas possible de les accueillir immédiatement dans les stockages de surface de l'Andra ; cette pratique aurait pour conséquence de marquer la nappe phréatique autour du stockage par le tritium. Les déchets tritiés dont la concentration en tritium est élevée ne disposent donc actuellement pas de filière de gestion à long terme.

En conséquence, dans le cadre du PNGMDR, le CEA a étudié des solutions d'entreposage temporaire pour permettre la décroissance de ces déchets tritiés sans filière, afin qu'ils puissent ensuite être orientés vers les autres filières de gestion existantes ou envisagées. La mise en œuvre de ces solutions est prévue dans les prochaines années.

Les sources radioactives scellées

Les sources radioactives scellées sont des objets de petites tailles, utilisées pour leurs propriétés radioactives dans de multiples applications (médicales, scientifiques ou industrielles). Elles concentrent la radioactivité dans de petits volumes, et sont le plus souvent constituées de métaux inoxydables qui ont une grande longévité. Si leur nombre est important (plusieurs dizaines de milliers d'exemplaires, plusieurs millions pour les sources des détecteurs ioniques) leur volume est relativement faible.

Une fois la durée d'utilisation autorisée atteinte (10 ans), les sources scellées doivent être rendues à leur fournisseur, qui les retournent au fabricant ou les font éliminer dans des installations autorisées. Il s'ensuit concrètement trois possibilités : retour de la source vers le fournisseur, puis exportation vers un fournisseur

ou un fabricant étranger ; retour vers le fournisseur, puis vers le fabricant situé sur le territoire français ; pas de fournisseur identifié, un système doit alors être mis en place permettant la reprise de l'objet.

En France, la majorité des sources scellées usagées est actuellement entreposée, dans l'attente d'une solution de gestion définitive. L'Andra n'est en effet autorisée à stocker au centre de l'Aube qu'une partie seulement de l'inventaire des sources usagées. Afin de remédier à cette situation, l'Andra a remis en 2008 une étude des procédés permettant le stockage des sources scellées usagées dans des centres existants ou à construire. Cette étude fixe un premier schéma directeur pour l'orientation des sources, qu'il est prévu de préciser et de compléter dans les prochaines années.

Les déchets de faible activité à vie longue (FAVL)

Les déchets radioactifs de faible activité à vie longue doivent faire l'objet d'une gestion spécifique, adaptée à leur longue durée de vie qui ne permet pas leur stockage dans les centres de surface de l'Andra dans l'Aube. Leur faible radioactivité ne justifie toutefois pas de les stocker impérativement en couche géologique profonde.

La solution de gestion privilégiée est un stockage à faible profondeur. L'Andra étudie en particulier un stockage en subsurface (entre 15m et 200m) dans une couche géologique peu perméable (essentiellement de type argileuse ou marmeuse) et d'épaisseur suffisante (au moins 50m). Le volume à stocker est de l'ordre de 200 000 m³ de déchets conditionnés.

A la demande du Gouvernement, l'Andra a lancé en 2008 la recherche de sites favorables au stockage de ces déchets, afin d'y réaliser des investigations approfondies. L'Andra a ainsi reçu une quarantaine de candidatures de communes intéressées par le projet et situées dans des zones a priori favorables. Une fois les sites sélectionnés pour investigations approfondies, et à l'issue de ces investigations, un débat public sera organisé. Les communes seront également invitées à confirmer leur candidature avant le choix de site définitif.

Les déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue (HA-MAVL)

Les recherches concernant la gestion à long terme des déchets radioactifs HA-MAVL se poursuivent. Après évaluation des résultats des 15 années de recherche menées dans le cadre de la loi "Bataille" de 1991, trois axes ont été précisés par la loi du 28 juin 2006 pour la poursuite de ces recherches.

- La séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue

La transmutation désigne la transformation, suite à une réaction nucléaire, d'un élément en un autre élément. Elle peut être réalisée en réacteur ou dans un accélérateur de particules. C'est une voie étudiée pour l'élimination de certains radioéléments contenus dans les déchets radioactifs : l'objectif est de diminuer la nocivité ou de faciliter la gestion des radioéléments à vie longue ou de haute activité, en les transformant en des radioéléments de plus faible activité ou de durée de vie plus courte. A cette fin il peut être utile de séparer préalablement les divers radioéléments pour les soumettre à des flux neutroniques spécifiques ; l'ensemble du processus est alors appelé "séparation-transmutation". En l'état actuel des recherches, il est acquis que ce procédé ne pourra être appliqué qu'à une partie des éléments contenus dans les déchets HA-MAVL. Un bilan de ces recherches doit être réalisé en 2012, notamment pour en évaluer les perspectives industrielles.

- Le stockage réversible en couche géologique profonde (profondeur de l'ordre de 500m)

Il s'agit de l'option de gestion de référence pour les déchets radioactifs ultimes ne pouvant pas être stockés en surface ou en faible profondeur pour des raisons de sûreté nucléaire ou de radioprotection. Depuis 2005, la faisabilité d'un tel stockage est acquise. Les recherches de l'Andra, notamment dans le laboratoire souterrain de Meuse / Haute-Marne, visent désormais à préciser la conception du stockage, et à étudier une zone de taille plus restreinte pour la sélection de site. La loi fixe un objectif de mise en service en 2025, sous réserve des autorisations à instruire à partir de 2015. La loi impose par ailleurs que le stockage soit réversible pendant une durée d'au moins 100 ans, les conditions de réversibilité devant être fixées par le Parlement dans une nouvelle loi à l'horizon 2015.

- L'entreposage

Contrairement au stockage, l'entreposage est une solution provisoire, offrant une solution d'attente pour placer les déchets en sécurité sur une durée de quelques dizaines à une centaine d'années. Les travaux sur l'entreposage consistent désormais en des études appliquées, visant à accompagner à l'horizon 2015 l'extension d'installations existantes, ou la création de nouvelles installations. L'entreposage dit "de longue durée" n'est désormais plus étudié comme solution de gestion à long terme car il soulève la question des charges reportées sur les générations futures : l'entreposage de longue durée supposerait en effet un contrôle actif de la société, présente et future, pendant la durée d'entreposage, ainsi qu'une reprise et une nouvelle gestion des déchets à terme.

5 Le contrôle exercé par l'Etat

5.1 L'Etat est au conseil d'administration des opérateurs nucléaires (CEA, AREVA, EDF)

L'Etat est propriétaire ou actionnaire majoritaire des exploitants nucléaires français de l'industrie nucléaire :

- CEA : 100% du capital ;
- AREVA : 93,4% du capital indirectement ou directement et 100% des droits de vote ;
- EDF : 84,4% du capital.

Cette position d'actionnaire lui permet d'influer sur les grandes orientations stratégiques de ces opérateurs et de s'assurer qu'ils respectent des standards de sécurité et de qualité notamment au niveau de leur approvisionnement.

5.2 Une réglementation stricte au niveau international et national permet de contrôler le mouvement des substances radioactives

La répartition des ressources en uranium naturel, la diversification des approvisionnement en uranium enrichi et le nombre limité d'installation de retraitement des combustibles usés (La Hague, en France et Sellafield, en Grande-Bretagne sont les deux seules installations du monde occidental) entraînent des mouvements de matières et de déchets radioactifs :

- Ainsi, en France, le déchargement des combustibles irradiés des 58 réacteurs en fonctionnement sur le territoire national s'effectue à raison d'environ 1200 tonnes/an nécessitant une moyenne de 200 transports (chiffre variable selon les années en fonction des calendriers de fonctionnement de ces réacteurs).
- De même, des contrats de traitement ont été également passés par Areva, exploitant de l'usine de La Hague, avec des électriciens étrangers: Allemagne, Belgique, Japon, Pays-Bas, Suisse, Italie. Ces contrats portent, depuis leur origine en 1977, sur plus de 11 000 tonnes de combustible.

L'importance de ces flux de substances radioactives est à mettre en parallèle des flux d'autres ressources énergétiques : un « crayon » de combustible nucléaire irradié correspond en production énergétique à environ 5 camions de 30 m³ d'hydrocarbures (Un navire de transport de combustibles nucléaires peut transporter l'équivalent en énergie de 35 supertankers de 200 000 tonnes chacun).

Le contrôle des mouvements de matières et déchets radioactifs est commandé par quatre motifs principaux :

- Lutte contre le vol ou le détournement (sécurité ou protection physique).
- Sûreté de l'utilisation des matières.
- Lutte contre la prolifération nucléaire (contrôle de l'utilisation pacifique).
- Sécurité de l'approvisionnement.

Dans chacun de ces domaines, on rencontre des normes et des organismes de contrôle internationaux et/ou européens et/ou nationaux :

□ Lutte contre le vol ou le détournement (sécurité ou protection physique) :

Les grands principes et objectifs de lutte contre le vol ou le détournement des matières nucléaires en cours de transport, sont fixés au niveau international par la Convention sur la protection physique des matières nucléaires (CPPMN) du 26 octobre 1979. Cette convention définit les objectifs de protection auxquels

doivent répondre les systèmes législatifs et réglementaires nationaux et prévoit une obligation de protection contre le vol.

Au niveau national, la lutte contre le vol ou le détournement à des fins malveillantes des matières nucléaires détenues dans les installations ou en cours de transport, est encadrée par les articles L.1333-1 et suivants et R.1333-1 et suivants du code de la défense nationale.

Le Haut fonctionnaire de défense et de sécurité, auprès du ministre chargé de l'énergie⁴ est le responsable de la mise en œuvre de cet ensemble législatif et réglementaire. Il s'appuie pour ce faire sur l'IRSN (« Echelon opérationnel des transports » ou EOT). A ce titre, les services du Haut fonctionnaire sont chargés de :

- délivrer les autorisations générales de détention des matières (article R.1333-11 et s)
- d'assurer le suivi et la comptabilité des matières. La comptabilité est tenue par l'EOT : le transporteur autorisé par la loi, doit adresser pour chaque opération de transport, un préavis à l'EOT, décrivant les conditions d'exécution du mouvement : nature et quantité de la matière transportée, lieu de départ et d'arrivée, itinéraire, horaire, point de passage de frontière le cas échéant...
- délivrer l'autorisation de transport. Après instruction du dossier, cette autorisation est accordée par le chef de l'EOT, par délégation du Haut fonctionnaire de défense.

Si les circonstances l'exigent, le ministère de l'intérieur peut mettre en place un dispositif destiné à préserver l'ordre public et à permettre l'exécution du transport dans les conditions prévues.

Niveau	Textes	Organismes et rôle
International	CPPMN : « convention sur la protection physique des matières nucléaires en cours de transport international » (3 mars 1980)	AIEA
Européen	Néant	
National	Code de la défense nationale : articles L1333-1 et suivants et R1333 et suivants	HFDS/énergie, avec le soutien technique de l'IRSN. Leur rôle est le suivant : <ul style="list-style-type: none">- autorisation générale de détention des matières (R1333-3 et suivants) ;- suivi et comptabilité des matières (R1333-11 et s.) : comptabilité tenue par l'IRSN ;- mesures individuelles de protection physique des installations et des transports ;- délivrance des autorisations pour chaque transport (HFDS, sur instruction par l'IRSN/échelon opérationnel des transports).

□ Sûreté de l'utilisation des matières :

Au niveau international, pour les substances radioactives, qui constituent une sous-catégorie des matières dangereuses, la réglementation de sûreté applicable aux transports est arrêtée dans le cadre de l'ONU et de ses institutions spécialisées : c'est l'agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) qui est compétente pour le nucléaire. Cette agence élabore, coordonne et publie, depuis 1961, sur la base des recommandations de la Commission internationale pour la Protection contre les Rayonnements ionisants (CIPR), une réglementation sous forme de recommandations (Safety Requirements) constamment révisée et mise à jour, concernant tous les modes de transport et tous les aspects et opérations de transport, ainsi que des guides d'application. La dernière révision date de 2003.

En France, l'autorité compétente pour la sûreté des transports de matières radioactives est l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). Le rôle de l'ASN est précisé dans la loi TSN du 13 juin 2006. A ce titre :

⁴ Décret n°2009-1120 du 17 septembre 2009

Elle suit l'élaboration et l'application en France des réglementations applicables à tous les modes de transport (route, chemin de fer, maritime, aérien).

Elle délivre, après instruction des dossiers de sûreté par l'IRSN⁵, les agréments de transport (homologation des emballages et des modes de transport) et valide ceux déjà délivrés par les autorités étrangères pour le transport sur le sol français.

Niveau	Textes	Organismes et rôle
International	« Safety Requirements » : recommandations. N.B.: des conventions spécifiques: - pour les seules installations : Convention sur la sûreté nucléaire - Convention sur la sûreté de la gestion des DRA et CU.	AIEA (sur la base des recommandations de la CIPR) : concerne tous les modes de transport et élabore des guides d'application.
Européen	NB : La directive récente ne concerne que les installations nucléaires (2009/71/Euratom du 25/06/2009)	
National	<ul style="list-style-type: none"> • Des réglementations modales (suivant le mode de transport) : route, chemin de fer, maritime, aérien. • Loi TSN (rôle de l'ASN, art. 4,2° et art. 35), ainsi que « Règles fondamentales de sûreté » (RFS) de l'ASN. 	Contrôle assuré par l'ASN : <ul style="list-style-type: none"> - homologation des moyens de transport, des emballages et des colis ; - sur la base d'instruction des dossiers techniques par l'IRSN (dans le cadre des « Groupes permanents », notamment celui consacré aux transports).

□ Non prolifération (contrôle de l'utilisation pacifique) :

Au niveau international, la lutte contre la prolifération nucléaire repose sur le traité de non prolifération des armes nucléaires (TNP) et sur le système de garanties et d'inspection mis en place par l'AIEA. L'AIEA a pour rôle (i) d'encourager et de faciliter le développement et l'utilisation de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques (mission qui se traduit par des actions de coopération, de diffusion de technologies et de mise au point de standards de sûreté nucléaire) et (ii) de garantir que les produits fissiles spéciaux (U233, U235 et Pu239) ne sont pas utilisés de manière à servir à des fins militaires.

Au niveau communautaire, le système de contrôle des exportations des biens à double usage mis en place par le règlement communautaire 1134/2000 du 22 juin 2000 participe à la prévention de la prolifération nucléaire.

En application de ce règlement, l'exportation de matières nucléaires est soumise à autorisation. Ces autorisations sont délivrées par le Service des titres du commerce extérieur (SETICE) au sein de la Direction générale des douanes et des droits indirects (DGDDI). Au sein de la DGEC, la sous-direction de l'industrie nucléaire, après avoir consulté les autres services de l'Etat compétents en matière de non prolifération nucléaire rend un avis sur les demandes de licences transmises par la DGDDI, qui reste en dernier ressort la direction chargée de délivrer la licence.⁶

Il convient de rappeler qu'il n'existe pas de licence d'importation en France. Toutefois, à leur demande, les importateurs peuvent demander un « certificat d'importation ». Enfin, pour vérifier l'utilisation des matières exportées, les pays exportateurs peuvent demander au pays d'accueil un « certificat d'utilisation finale », selon un modèle agréé par le « Nuclear Suppliers Group ».

Les contrôles effectués par Euratom viennent compléter le dispositif de lutte contre la prolifération nucléaire institué dans le cadre communautaire.

⁵ L'IRSN exerce, « à l'exclusion de toute responsabilité d'exploitant nucléaire, des missions d'expertise et de recherche dans le domaine de la sûreté des transports des matières radioactives et fissiles », et qui fournit à ce titre son appui technique à de nombreuses administrations, notamment à l'ASN pour l'analyse des dossiers qui lui sont présentés ».

⁶ Cette procédure sera profondément modifiée, dès que le nouveau « service des biens à double usage » 'SBDU du MEIE sera opérationnel (courant 2010).

La Communauté EURATOM, créée en 1957, a mis en place un mécanisme de contrôle dit de « sécurité » (chapitre VII) qui permet de s'assurer que les matières nucléaires ne seront pas utilisés à des fins autres que celles déclarées par l'utilisateur (par exemple un électricien ou un enrichisseur). Ces contrôles sont confiés à la Commission (article 77). A la différence des contrôles de l'AIEA qui concernent les Etats et portent sur le contrôle de la finalité (non prolifération), les contrôles EURATOM portent sur les utilisateurs de la matière et vérifient la conformité à une déclaration préalable de l'utilisateur de cette matière.

La Commission bénéficie de larges pouvoirs de contrôle et a accès à toutes les installations qui détiennent des matières nucléaires. Seules sur les matières destinées aux besoins de défense échappent aux contrôles de la Commission.

Niveau	Textes	Organismes et rôle
International	Traité de non-prolifération (TNP) et Statuts de l'AIEA Listes de matières sensibles soumises à contrôle d'exportation	Accords de garanties. Inspections. Le « Nuclear Suppliers Group », organisme international informel, établit les listes de matières sensibles « à double usage ».
Européen	- Règlement « double usage » (1134/2000 du 22/06/00) - Chapitre 7 du traité Euratom (« Contrôle de sécurité »)	Géré par des organismes nationaux : - Douanes (sur instruction interministérielle coordonnée par la DGEC) : Licences d'exportation. - Comité technique Euratom pour la codification
National	Décret sur l'organisation de lades matières (« codes d'engagement »), déclarations délivrance des licences d'exportationet interface pour les inspections. (2001), en cours de modification.	

□ Sécurité d'approvisionnement en matières nucléaires :

L'Agence d'approvisionnement a été instituée par le traité Euratom (chapitre VI) afin d'assurer que tous les utilisateurs dans l'Union Européenne bénéficient d'un accès régulier et équitable aux minéraux et combustibles nucléaires, grâce à la politique commune d'approvisionnement. Dans ce but, l'agence dispose d'un droit de signature des contrats d'approvisionnement en matière nucléaire des opérateurs européens, et de simple notification pour les autres cas. En outre, afin de suivre l'évolution du marché, les utilisateurs sont obligés de communiquer à l'agence diverses informations sur les matières nucléaires qu'ils détiennent. Ces informations sont aussi utilisées dans le cadre des contrôles de l'AIEA. La France est le pays le plus contrôlé par l'agence. L'Agence d'approvisionnement est assistée d'un « Comité Consultatif », où la France est représentée par le Comité Technique Euratom, la DGEC, AREVA et EDF.

Le CTE est l'interface de l'Agence pour la signature ou la notification des contrats d'approvisionnement signés par les exploitants français et, à ce titre, a une connaissance assez précise des mouvements transfrontières des matières.

Niveau	Textes	Organismes et rôle
International	Néant	
Européen	Traité Euratom (chapitre 6)	Agence d'approvisionnement d'Euratom
National	Le traité est d'application directe	Comité technique Euratom (CTE) : - interface avec l'Agence pour la signature ou la notification des contrats d'approvisionnement signés par les exploitants français (pratique : Areva passe au préalable par le CTE ; EDF déclare directement à l'Agence, et informe le CTE) ; - déclaration des mouvements transfrontières des matières

□ Remarque générale sur la directive 2006/117/Euratom (transferts des déchets et CU) :

Les déchets radioactifs et les combustibles usés sont soumis à une autorisation spécifique pour les transferts internationaux (intra et extra communautaires), sur la base de la directive 2006/117, transposée par le décret 2008-1380 du 19/12/08 pris en application de l'article L542-2 du code de l'environnement.

Cette autorisation administrative, délivrée par la DGEC (autorité nationale compétente au sens de la directive) est une autorisation générique, « chapeau », qui vient constater l'accord de principe des autorités nationales au transfert. Elle ne vient pas en concurrence avec les autres mesures, mais elle permet de vérifier leur bonne exécution. Notamment, du fait que, pour son instruction, la DGEC consulte les autres administrations concernées, et tout particulièrement le HFDS, l'ASN et le CTE.

5.3 Bilan des flux aux frontières

NB : les chiffres ci-dessous sont issus des déclarations faites au niveau d'EURATOM. Les exploitants nucléaires peuvent avoir une approche comptable différente pouvant conduire à une vision différente même si les sous-jacents physiques sont identiques. Il convient donc d'être prudent avec la manipulation de ces chiffres.

Bilan des exportations/importations avec l'ensemble des pays concernés par l'industrie du nucléaire

<i>Cumul 2006-2009</i>	<i>Importation</i>	<i>Exportation</i>	<i>Bilan</i>
Uranium appauvri	15 163,5	28 725,9	-13 562,3
Uranium enrichi à 20% et plus	0,1	1,5	-1,4
Uranium enrichi à moins de 20%	6 405,9	6 559,0	-153,1
Uranium naturel	38 814,8	18 960,2	19 854,7
Plutonium	1,9	9,2	-7,3
Thorium	0,1	11,6	-11,5

<i>Flux annuel moyen</i>	<i>Importation</i>	<i>Exportation</i>	<i>Bilan</i>
Uranium appauvri	3 790,9	7 181,5	-3 390,6
Uranium enrichi à 20% et plus	0,0	0,4	-0,4
Uranium enrichi à moins de 20%	1 601,5	1 639,8	-38,3
Uranium naturel	9 703,7	4 740,0	4 963,7
Plutonium	0,5	2,3	-1,8
Thorium	0,0	2,9	-2,9

Bilan des exportations/importations avec la Russie

<i>Cumul 2006-2009</i>	<i>Importation</i>	<i>Exportation</i>	<i>Bilan</i>
Uranium appauvri	4,6	22 537,3	-22 532,7
Uranium enrichi à 20% et plus	0,0	0,0	0,0
Uranium enrichi à moins de 20%	2 857,4	1 622,1	1 235,2
Uranium naturel	0,3	6 464,7	-6 464,4
Plutonium	0,0	0,0	0,0
Thorium	0,0	0,0	0,0

<i>Flux annuel moyen</i>	<i>Importation</i>	<i>Exportation</i>	<i>Bilan</i>
Uranium appauvri	1,1	5 634,3	-5 633,2
Uranium enrichi à 20% et plus	0,0	0,0	0,0
Uranium enrichi à moins de 20%	714,3	405,5	308,8
Uranium naturel	0,1	1 616,2	-1 616,1
Plutonium	0,0	0,0	0,0
Thorium	0,0	0,0	0,0

Remarque : les importations d'uranium appauvri sont liées à la capacité d'AREVA à savoir défluoriser l'uranium appauvri (passage de la forme chimique UF6 à la forme chimique U3O8). Elle réalise donc ce travail pour les autres enrichisseurs qui conservent in fine, comme cela a été dit plus haut, la propriété de l'uranium appauvri. Ces flux sont et seront réexportés vers l'étranger.



Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire

Paris, le 20 octobre 2009

Le Président

Monsieur le Haut fonctionnaire de défense
et de sécurité
Tour Pascal A
92055 La Défense Cedex

SN/SN/2009-009

Objet : Transparence associée au cycle du combustible nucléaire

Monsieur,

Par lettre du 16 octobre 2009, le ministre d'Etat, Jean-Louis BORLOO a saisi le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire. Dans cette saisine, il indique : « *La transparence de la filière nucléaire constitue un impératif absolu. Cette transparence doit concerner le fonctionnement des installations nucléaires. Elle doit également concerner les informations communiquées à nos concitoyens sur la filière nucléaire et la gestion des matières et des déchets nucléaires produits aux différents stades du cycle du combustible.* »

La gestion de certaines matières comme l'uranium de retraitement et l'uranium appauvri a récemment suscité un débat. J'apprécierais donc de pouvoir recueillir l'avis du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire à ce propos. »

Le Haut comité devra rendre son avis sous 3 mois. Pour répondre à cette saisine, le Haut comité tiendra une réunion extraordinaire le 20 novembre 2009. D'ici là, je vous demande de bien vouloir m'adresser pour le 12 novembre 2009 une note présentant le cadre dans lequel vous intervenez, votre champ de compétence ainsi que votre avis sur les sujets qui vous concernent à propos :

- les différentes étapes du cycle du combustible ;
- les flux annuels de matières et de déchets produits aux différentes étapes, ainsi qu'une reconstitution historique de ces flux ;
- le devenir des matières et des déchets produits (pour les matières, en l'absence de filière opérationnelle, il sera précisé la perspective envisagée pour ces filières de valorisation, ainsi que les mesures d'entreposage prises dans l'attente de leur valorisation).

Ce document présentera également les flux annuels de substances radioactives qui quittent le territoire national ainsi que le devenir précis de ces matières : retour en France après traitement, cession sous conditions...

Je vous serais également reconnaissant de bien vouloir exposer, pour l'ensemble des étapes, les quantités de matières (flux annuels et reconstitution historique des flux concernés) qui ne peuvent aujourd'hui pas réintégrer le cycle du combustible (le cas des matières qui sont potentiellement valorisables sera traité en précisant les pré-requis nécessaires à leur valorisation, ainsi que les perspectives de valorisation associées). Les difficultés technologiques qui empêcheraient un recyclage « infini » seront également présentées dans ce document.

Vous présenterez également les actions réalisées en faveur d'une information objective sur le cycle du combustible en indiquant la nature de ces informations, les cibles qu'elles concernent...

Enfin, j'apprécierais de pouvoir recueillir toute proposition de votre part qui serait de nature à améliorer l'information de nos concitoyens afin d'améliorer la transparence dans ce domaine.

Je vous serais reconnaissant de bien vouloir venir présenter l'ensemble de ces éléments lors de la réunion du 20 novembre 2009 du Haut comité.

Je vous prie d'agréer, Monsieur, l'expression de mes salutations distinguées.

A handwritten signature in black ink, appearing to read "REVOL".

Henri REVOL



MINISTÈRE DE L'ÉCOLOGIE, DE L'ÉNERGIE,
DU DÉVELOPPEMENT DURABLE ET DE LA MER
en charge des Technologies vertes et des Négociations sur le climat

Secrétariat général

La Défense, le 16 NOV. 2009

Note pour

Nos réf. : SG03484

Affaire suivie par : Claude AZAM
claude.azam@developpement-durable.gouv.fr
Tél. : 01 40 81 76 17 Fax : 01 47 73 60 96

Monsieur le Président du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire

Objet : Transparence associée au cycle du combustible nucléaire

Dans le cadre de l'avis que le ministre d'Etat, ministre de l'environnement, de l'énergie, du développement durable et de la mer a souhaité recueillir auprès du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire sur la transparence de la gestion des matières et des déchets nucléaires produits aux différents stades du cycle du combustible, vous m'avez demandé de vous faire connaître les informations dont je dispose, en ma qualité de Haut fonctionnaire de défense et de sécurité, sur les flux de matières nucléaires et sur le devenir de ces substances.

Je vous adresse, ci-joint, le dossier que j'ai fait constituer en ce domaine. Il précise les missions que j'exerce au titre de la protection des matières, des installations et des transports nucléaires et comporte une évaluation, pour les années 2004 à 2009, des importations et des exportations de telles matières établie à partir des données issues d'une part, des accords d'exécution de leurs transports et d'autre part, de la comptabilité nationale tenue pour détecter tout vol, détournement ou perte de ces substances.

Bien qu'exhaustives au regard de la réglementation relative à la protection des matières nucléaires contre des actes de malveillance, ces données ne permettent en revanche pas d'analyser, à elles seules, le cycle du combustible nucléaire. En effet, elles ne comportent pas d'indication tant sur l'utilisation finale des matières expédiées que sur les traitements ayant produit la matière exportée ou importée.

J'ai demandé à Monsieur Claude AZAM, chef du service de défense, de sécurité et d'intelligence économique de vous présenter les éléments figurant dans le dossier précité lors de la réunion extraordinaire que le Haut comité que vous présidez tiendra le 20 novembre prochain sur la transparence associée au cycle du combustible nucléaire.

Je me tiens cependant à votre disposition pour vous apporter tous les éclairages complémentaires que vous souhaiteriez recevoir.

Pour le Ministre d'Etat et par délégation
Le Préfet, Secrétaire général
Haut fonctionnaire de défense et de sécurité


Didier LALLEMENT

Ressources, territoires et habitats
Développement durable
Énergie et climat
Prévention des risques
Infrastructures, transports et mer

Présent
pour
l'avenir

Secrétariat général

*Service de défense de sécurité
et d'intelligence économique*

**ESTIMATION DES IMPORTATIONS ET EXPORTATIONS DE MATIÈRES
NUCLÉAIRES À PARTIR DES DONNÉES EMANANT DU CONTRÔLE
NATIONAL RELATIF A LA PROTECTION DE CES MATIERES CONTRE
TOUT ACTE DE MALVEILLANCE**

I. But et fondement réglementaire du contrôle national

Les articles L.1333-1 et suivants du code de la défense instituent le contrôle national des matières nucléaires dont l'objectif est de prévenir et d'empêcher que de telles matières ne soient perdues, volées, détournées ou dispersées du fait d'agressions malveillantes. Cet objectif apparaît au travers des trois maîtres mots que sont autorisation, contrôle et sanctions.

- l'autorisation : une autorisation préalable est nécessaire pour quiconque veut exercer des activités d'importation, d'exportation, d'élaboration, de détention, de transfert, d'utilisation et de transport de matières nucléaires c'est-à-dire de matières susceptibles d'être utilisées pour fabriquer un engin explosif nucléaire soit l'uranium, le plutonium, le thorium, le lithium, le deutérium et le tritium. Cette autorisation définit les mesures de toutes natures, organisationnelles et techniques, propres à l'activité, à l'installation ou au transport concernés, que son détenteur doit mettre en œuvre pour protéger les matières qu'il détient ;
- le contrôle : le contrôle porte sur les conditions de mise en œuvre des mesures destinées à se prémunir contre le vol, le détournement ou toute autre action malveillante susceptible d'affecter les matières nucléaires. Ce contrôle est exercé en premier lieu par l'exploitant (comme le prévoit la réglementation), en second lieu par les pouvoirs publics qui disposent d'agents habilités et assermentés (les inspecteurs des matières nucléaires) ;
- les sanctions : certains agissements portant sur les matières nucléaires sont érigés en délits correctionnels assortis de sanctions pénales parfois très lourdes (jusqu'à dix ans d'emprisonnement). Au nombre des incriminations figurent en particulier la détention indue ou sans autorisation de matières nucléaires, l'obstacle à l'exercice du contrôle par les pouvoirs publics ou encore le défaut de déclaration de disparition, de vol ou de détournement de ces matières.

La partie législative du code de la défense est complétée par une partie réglementaire (articles R1333-1 et suivants du code de la défense) qui définit les différents types de dispositions que l'exploitant doit mettre en place, à savoir :

- une protection physique et une surveillance des matières détenues et de leur confinement ;
- un suivi physique des mouvements de ces matières ;
- une comptabilité des entrées et des sorties des matières dans chaque installation.

Le contrôle national des matières nucléaires mis en place en France est conçu pour que ses différentes facettes, protection physique, suivi physique, comptabilité ainsi que les inspections se complètent mutuellement et forment un tout cohérent. Cette conception est d'ailleurs conforme aux recommandations internationales émises par l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA).

La partie réglementaire du code de la défense confie au ministre chargé de l'énergie la responsabilité de la délivrance des autorisations précitées et de l'exercice du contrôle de la bonne application de la réglementation pour les matières nucléaires ne relevant pas du champ de la défense.

Les responsabilités relatives aux matières nucléaires sont déléguées par le ministre chargé de l'énergie au Haut fonctionnaire de défense et de sécurité (HFDS) de son ministère. Pour remplir ses responsabilités (étude des dossiers d'autorisation, délivrance des autorisations, réalisation des contrôles, proposition et suivi des actions correctives, évolution de la réglementation,...), le HFDS dispose de moyens propres regroupés au sein du Service de Défense, de Sécurité et d'Intelligence Economique (SDSIE) et de l'appui technique de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) et plus particulièrement de sa Direction de l'Expertise Nucléaire de Défense (DEND).

II. Objectifs des différents aspects du contrôle national

Les dispositions de protection physique, de confinement et de surveillance ont pour but d'empêcher l'accès aux matières nucléaires par des personnes non autorisées et de détecter toutes tentatives de s'emparer de ces matières dans des installations ou lors de transport.

L'objectif du suivi physique des matières est, pour l'exploitant, de connaître en permanence la localisation, l'usage, les mouvements et les transformations des matières nucléaires qu'il détient et de déceler les anomalies qui pourraient affecter ces données. Le suivi est basé sur des contrôles stricts des entrées et des sorties de matières ainsi que de leur passage ou présence en certains points clés des installations, complétés par des inventaires physiques réguliers des matières détenues dans l'installation (à minima une fois par an). Le suivi physique contribue très efficacement à la détection précoce d'un vol ou d'un détournement de matières nucléaires.

L'objectif de la comptabilité des matières nucléaires est, pour l'exploitant, d'enregistrer, indépendamment du suivi physique, toutes les opérations affectant les différents stocks de matières nucléaires qu'il détient dans son installation. De plus, l'IRSN tient, pour le compte des pouvoirs publics, une comptabilité centralisée, appelée « comptabilité nationale », de l'ensemble des matières nucléaires détenues en France dans toutes les installations et pour

tous les opérateurs. Dans ce but, les exploitants doivent informer, le jour même, l'IRSN de tout enregistrement dans leur comptabilité locale. Chacun de ces enregistrements comporte notamment la date, la nature de l'opération (réception, expédition, modification de la forme physico-chimique...), les quantités de matière nucléaire affectées mais ne précise pas la finalité de l'opération. Quand un enregistrement concerne une entrée ou une sortie de matière nucléaire, l'expéditeur et le destinataire sont connus. A noter que dans le cadre de ce contrôle national relatif à la protection contre les actes de malveillance, l'Etat ne connaît pas le propriétaire de la matière puisque l'ensemble des obligations instituées par la réglementation pèse sur son détenteur.

Par ailleurs, une attention particulière est portée aux transports des matières qui constituent des situations potentiellement délicates au regard de la sécurité. Au-delà de l'autorisation nécessaire pour exercer une activité de transports de matières nucléaires, chaque transport fait l'objet d'un accord d'exécution. Les demandes adressées par les transporteurs en vue de la délivrance de ces accords doivent comporter de nombreuses informations permettant de s'assurer que les conditions de réalisation du transport garantissent la sécurité des matières concernées. Ces informations comportent notamment : les quantités de matières nucléaires effectivement transportées, leur forme physico-chimique, les lieux et dates de départ et d'arrivée ainsi que les éventuelles étapes et, pour les exportations, la référence de la licence d'exportation. Les accords d'exécution sont délivrés par le Directeur général adjoint de l'IRSN pour les transports domestiques et par le ministre de l'énergie pour les transports internationaux

III. Les contrôles et inspections

Le contrôle exercé par le HFDS du ministère chargé de l'énergie comporte plusieurs aspects :

- l'analyse des dossiers présentés par les pétitionnaires en vue de l'obtention, au titre de la sécurité, d'une autorisation d'exercice d'une activité mettant en œuvre des matières nucléaires. Ce dossier est amendé au fil de l'eau en fonction des modifications apportées à l'activité ou à l'installation dans laquelle elle est exercée ou pour prendre en compte les demandes du HFDS. Ces évolutions sont validées au fur et à mesure par ce dernier par délégation du ministre chargé de l'énergie, après une analyse réalisée par son appui technique ;
- les inspections, menées par des agents assermentés sous mandat du HFDS, consistent à vérifier la mise en œuvre par l'exploitant des dispositions de protection et de contrôle des matières nucléaires qui figurent dans le dossier de demande d'autorisation. Ces inspections portent sur tous les aspects du contrôle des matières : protection physique, suivi physique et comptabilité. Des inspections sont également diligentées durant des transports ;
- l'IRSN qui tient la comptabilité nationale utilise les données contenues dans celle-ci pour établir des états comptables destinés aux autorités ou aux exploitants, pour répondre aux demandes spécifiques des autorités ou pour apporter un appui au contrôle national dans le cadre des inspections ou des analyses ;

- des récolements sont réalisés par l'IRSN entre les différentes données déclarées à travers les comptes rendus d'inventaire, les données collectées lors des inspections, les déclarations comptables effectuées auprès de la comptabilité nationale ainsi que les informations fournies au titre des transports de matières nucléaires.

IV. Utilisation des données du contrôle national pour évaluer les flux de matières à l'exportation et à l'importation

Il convient tout d'abord de rappeler que le contrôle des matières nucléaires ne vise nullement à vérifier les flux de matières nucléaires exportés ou importés. Cependant l'enregistrement des expéditeurs et des destinataires lors des mouvements de matière entre installations françaises ou étrangères tant dans la comptabilité nationale que dans les demandes d'accord d'exécution des transports permet d'acquérir une certaine connaissance des flux de matières et notamment de ceux entre la France et les autres pays. Il convient cependant de tempérer ce constat par le fait que le contrôle national des matières nucléaires ne dispose pas d'information :

- relative à la destination finale des matières expédiées; il ne connaît que la première installation recevant la matière ;
- sur les motivations du transfert et le devenir de la matière à l'étranger ;
- sur le propriétaire de la matière seul le détenteur est connu ;
- sur l'historique complet des traitements ayant produit la matière exportée ou importée. Ainsi n'est-il pas possible d'identifier directement l'uranium de retraitement mais uniquement sur la base d'une interprétation des données. De même, la comptabilité nationale des matières nucléaires ne permet pas toujours de savoir si l'uranium ou le plutonium exporté est sous forme exploitable ou de déchets.

Compte tenu de ces remarques, les tableaux en annexe présentent la meilleure estimation possible, à partir des données du contrôle national, des importations et exportations de matières nucléaires. Ces tableaux présentent successivement :

- les importations et exportations françaises de matières nucléaires (par catégorie) en 2006, 2007, 2008 et 2009 ;
- le détail des exportations françaises de matières nucléaires (par catégorie) en 2006, 2007, 2008 et 2009 par destinataires ;
- le détail des importations françaises de matières nucléaires (par catégorie) en 2006, 2007, 2008 et 2009 par destinataires.

Ces tableaux sont conformes aux règles de déclaration comptable en vigueur :

- les catégories de matières nucléaires sont l'uranium appauvri, l'uranium naturel, l'uranium légèrement enrichi ($U_{235} < 20\%$), l'uranium hautement enrichi ($U_{235} \geq 20\%$), l'uranium 233, le plutonium, le thorium, le deutérium, le lithium enrichi en lithium 6 et le tritium;
- un compte séparé est tenu lorsque ces matières sont irradiées ;

- les unités de compte suivantes sont utilisées :
 - le kilogramme pour le deutérium, le lithium enrichi en lithium 6, le thorium, l'uranium appauvri, naturel ou enrichi ;
 - le gramme pour l'uranium 233, le plutonium et le tritium

Sans se livrer à une analyse détaillée de ces chiffres, quelques grandes tendances des échanges internationaux de matières nucléaires effectués par la France peuvent être dégagées :

- les exportations les plus importantes sur la période 2006-2009 concernent :
 - l'uranium naturel (20 032 056,677 kg sur la période 2006-2009) ou appauvri (32 445 930,222 kg sur la même période). Ces exportations s'effectuent majoritairement à destination de la Russie, des Pays-Bas et d'Allemagne, c'est-à-dire des pays qui disposent de capacité d'enrichissement de l'uranium ;
 - l'uranium légèrement enrichi correspondant principalement à l'exportation de combustible pour des centrales nucléaires à eau légère étrangères (7 137 768,843 kg) ;
 - le plutonium (10 920 774,860 g) principalement vers l'Allemagne, la Belgique et le Japon; ces exportations correspondent très vraisemblablement à du plutonium extrait de combustibles irradiés retraités à La Hague ;
- les importations portent majoritairement sur la même période de 2006 à 2009 sur :
 - de l'uranium naturel (48 550 393,836 kg) principalement à destination de l'usine COMURHEX d'AREVA-NC à Malvési et dans une moindre mesure vers EURODIF à Pierrelatte. Une part importante de cet uranium naturel est du concentré minier (« yellow cake ») ;
 - de l'uranium appauvri (16 431 131,301kg) à destination du site d'AREVA-NC Pierrelatte ;
 - de l'uranium légèrement enrichi (6 996 051,692kg) à destination d'EURODIF et des centrales EDF ;
 - des quantités relativement faibles (en regard des exportations) de plutonium ont été importées (1 924 958,537g) essentiellement à destination de La Hague ; il s'agit très probablement de combustibles irradiés devant être retraités.

Les tableaux ci-après fournissent une synthèse des données pour les importations et exportations d'uranium avec la Russie. Comme indiqué précédemment les données du contrôle national ne permettent pas d'identifier l'uranium de retraitement de l'uranium total exporté. Toutefois, l'enrichissement est déclaré à la comptabilité nationale. Compte tenu du cycle français du combustible, on peut considérer sans grand risque d'erreur que de l'uranium dont l'enrichissement est compris entre 0,8 et 1% est de l'uranium de retraitement. Enfin le dernier tableau fournit le nombre des transports ayant permis l'acheminement de cet uranium entre la France et la Russie.

Exportation d'uranium vers la Russie

Année	U en tonnes
2009	6800
2008	8400
2007	8300
2006	8700
Total	32200

Détails des exportations vers la Russie

Année	U appauvri en tonnes	U naturel en tonnes	U enrichi moins de 1% en tonnes	U enrichi à plus de 1% en tonnes
2009	4660	1700	440	
2008	6100	1630	670	0.5
2007	6280	1600	420	
2006	6500	1840	360	0.5
Total	23540	6770	1890	1

Importation d'uranium en tonnes depuis la Russie

Année	Eurodif Pierrelatte	Areva NC Pierrelatte	FBFC Romans
2009	600	90	60
2008	640	110	100
2007	530	60	110
2006	620	120	40
Total	2400	380	310

Nombre de transports entre la France et la Russie

Année	Vers la Russie	Depuis la Russie
2009	28	26
2008	38	36
2007	31	26
2006	28	19
Total	128	130

Annexe 1 : Importations et exportations de matières nucléaires en 2006, 2007, 2008 et 2009

	ANNEE 2006							
	IMPORTATIONS				EXPORTATIONS			
	Non irradié		Irradié		Non irradié		Irradié	
	MASSE ELEMENT	MASSE ISOTOPE	MASSE ELEMENT	MASSE ISOTOPE	MASSE ELEMENT	MASSE ISOTOPE	MASSE ELEMENT	MASSE ISOTOPE
Uranium appauvri	1 809 810,281 kg		3 201,146 kg		7 427 250,517 kg		2,344 kg	
Uranium naturel	13 167 618,185 kg		806,358 kg		4 088 731,649 kg			
Uranium enrichi à moins de 20 %	1 677 653,730 kg	62 216,074 kg	548,195 kg	4,858 kg	1 559 578,643 kg	45 637,381 kg	0,446 kg	0,007 kg
Uranium enrichi à 20 % et plus	85,412 kg	79,563 kg	18,905 kg	14,470 kg	102,480 kg	91,323 kg	0,797 kg	0,731 kg
Plutonium	28,352 g		54 745,169 g		3 113 513,587 g		261,821 g	
Thorium	0,452 kg				3 320,863 kg			
Deutérium	1 057,199 kg				1 922,936 kg			
Lithium enrichi	4,226 kg				0,044 kg			
Tritium	0,067 g				0,073 g			
Uranium 233	0,001 q							

	ANNEE 2008							
	IMPORTATIONS				EXPORTATIONS			
	Non irradié		Irradié		Non irradié		Irradié	
	MASSE ELEMENT	MASSE ISOTOPE	MASSE ELEMENT	MASSE ISOTOPE	MASSE ELEMENT	MASSE ISOTOPE	MASSE ELEMENT	MASSE ISOTOPE
Uranium appauvri	6 250 233,521 kg		2 978,478 kg		8 525 041,608 kg		0,340 kg	
Uranium naturel	11 002 275,786 kg				6 883 839,512 kg			
Uranium enrichi à moins de 20 %	1 831 064,741 kg	70 101,901 kg	82 476,974 kg	989,204 kg	2 197 494,939 kg	70 080,459 kg	182,279 kg	0,015 kg
Uranium enrichi à 20 % et plus	0,001 kg	0,001 kg			61,400 kg	56,976 kg	1,012 kg	0,902 kg
Plutonium	758 140,601 g		614 252,693 g		1 857 406,339 g		3 644,833 g	
Thorium				5,282 kg		1 054,801 kg		
Deutérium	1 036,622 kg					329,170 kg		
Lithium enrichi								
Tritium	0,097 g					0,031 g		
Uranium 233	0,097 g							

Annexe 2 : détails des exportations par pays

PAYS	ANNEE 2006											
	Non irradié											
	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
PAYS	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
ALLEMAGNE	4 596 424	1 403 753,715	205 900,888	7 961,773	65,553	60,811	3 864,762	462,354	83,339		0,002	
AFRIQUE DU SUD			38 917,194	1 623,830								
AIEA							0,253					
ANTILLES NEERLAND	180,800											
AUTRICHE			14,402	2,845				661,008				
AUSTRALIE												
BANGLADESH	3,580											
BELGIQUE	51 418,170	9 816,405	278 547,571	10 656,191	18,082	13,487	3 107 018,972		0,014			
BRESIL							0,001					
BULGARIE	3,580											
CANADA		275,132							53,452			
COREE DU SUD			24 073,353	1 082,236								
CROATIE										0,002		
CUBA	10,690											
EMIRATS ARABES UN	7,160											
ESPAGNE	3,623		3 001,246	140,591								
ETATS-UNIS	18,098	72,471	238 649,699	10 437,743	15,196	13,659	0,164	2 197,501	1 699,067			
FINLANDE					0,001	0,001			3,300			
GRECE	3,580											
HONGRIE					0,008	0,007						
IRLAND E									3,300			
ITALIE	11,930								3,520	0,026		
JAPON			87 396,250	3 914,777			1 772,348		22,311	0,018	0,054	
MAROC	21,380		20,543	4,083								
NIGER	0,170											
PAYS-BAS	819 917,730	935 152,982	169 654,848	1 327,039	3,606	3,327	312,000		0,209			
PHILIPPINES												
PORTUGAL	2,073								1,100			
R.TCHEQUE							0,088					
ROYAUME UNI		1 857,310	90 944,566	3 680,273	0,001	0,001			12,659		0,002	
ROUMANIE			48,004	9,488								
RUSSIE	6 551 020,518	1 736 300,851	374 238,845	2 882,499								
SUEDE		1 502,613	48 114,259	1 914,011								
SUISSE	0,001		56,975	0,000			545,000		7,765			
TUNISIE	32,070											
TURQUIE	10,740									0,013		
UKRAINE					0,034	0,031						
Irradié												
PAYS	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
PAYS	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
ALLEMAGNE	1,073							225,483				
BELGIQUE					0,797	0,731						
NORVEGE	1,271		0,446	0,007			36,338					

PAYS	ANNEE 2007											
	Non irradié											
	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
PAYS	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
ALLEMAGNE	1 085,569	1 245 693,813	144 337,755	5 772,888	32,533	30,231	13,847	249,127	37,837	0,020	0,077	
AFRIQUE DU SUD	23,400		24 123,927	1 004,705								
ALGERIE	10,660										0,002	
AUTRICHE								2 811,856				
AUSTRALIE			82,881	16,388								
BANGLADESH	3,580											
BELGIQUE	54 819,201	2 915,764	275 397,746	10 707,248	1 260,477	393,989	3 042 592,111		0,054			
BRESIL	7,160											
CANADA		340,028							42,996			
CHINE	3,580											
CONGO	10,690											
COREE DU SUD			27 222,896	1 158,947								
CROATIE										0,002		
EGYPTE	21,480											
EMIRATS ARABES UN	17,468											
ESPAGNE	29,818		22 869,150	1 021,080								
ETATS-UNIS	562,000	104,848	414 069,585	18 412,133			2 590,413	95,208				
FINLANDE		0,620										
GRECE										0,001		
INDE										0,008		
IRAN	3,580											
ITALIE	77,590									0,004		
JAPON			76 919,303	3 446,770			1 279,378		5,034	0,084		
MAROC	11,630											
NIGER	0,106											
PAYS-BAS	1 758 046,658	1 071 400,918	175,000	29,823	11,151	10,256	344,000					
PORTUGAL			22,473	4,428					2,310			
ROYAUME UNI	0,021	8 272,901	168 409,906	6 901,820					11,645			
ROUMANIE			10,493	1,784								
RUSSIE	6 497 918,615	1 464 807,500	315 821,157	2 511,514								
SUEDE		3 001,845	104 905,568	4 293,714								
SUISSE	1 841,004				0,008	0,007	0,632	16,701	6,090			
TCHAD	10,690											
TUNISIE	5,545											
UKRAINE					0,057	0,050						
VIETNAM	3,580											
Irradié												
PAYS	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
PAYS	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
ALLEMAGNE												
BELGIQUE			0,014	0,000	1,543	1,373	0,145					
PAYS BAS			23,264	0,000			222,000					

PAYS	ANNEE 2008											
	Non irradié											
	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
PAYS	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
ALLEMAGNE	1 865,584	1 695 269,664	385 632,288	15 814,392	32,574	30,275	0,136	439,500	124,445		0,002	
AFRIQUE DU SUD	1 983,574		26 067,980	1 104,897								
AIEA		0,066										
ALGERIE	10,690											
ANGOLA	3,580											
AUTRICHE	318,838								18,260			
AUSTRALIE			73,722	14,586								
BANGLADESH	3,580											
BELGIQUE	40 180,893	7 676,373	241 695,915	9 718,206	20,946	19,462	1 857 396,000		0,506		0,009	
CANADA	100 827,370			15,940	3,149							
CHINE	3,580											
COTE D'IVOIRE	1,880											
CUBA	10,690								0,132			
EMIRATS ARABES UNIS												
ESPAGNE	34,890		45 998,911	2 022,540					0,022			
ETATS-UNIS		0,004	408 641,281	17 931,586			0,105	615,301	131,811			
FINLANDE		9,000										
HONGRIE	7,160											
INDE												
INDONESIE			49,969	9,849								
ITALIE	43,730											
JAPON		425 536,762	122 030,805	5 224,202			10,098		10,098		0,004	
MAROC	22,320											
NIGER		0,584										
PAYS-BAS	2 258 338,480	1 803 941,828	200,854	32,708	7,850	7,212						
POLOGNE				4,920	0,969							
R.TCHEQUE	45,835	0,025										
ROYAUME UNI	317,630	1 269 616,436	157 709,318	6 551,413					13,520		0,002	
RUSSIE	6 121 036,486	1 677 290,936	638 040,623	5 127,383								
SUEDE	10,530	4 497,834	171 327,464	6523,..601								
SUISSE	0,008								7,548		0,014	
THAILANDE			4,949	0,978								
TUNISIE	10,690											
TURQUIE	7,160											
UKRAINE					0,030	0,027						
VIETNAM	10,690											
Irradié												
PAYS	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
PAYS	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
ALLEMAGNE	0,319		182,208	0,014				3 644,136				
BELGIQUE	0,021		0,071	0,001	0,857	0,762	0,697					
PAYS BAS					0,155	0,140						

PAYS	ANNEE 2009											
	Non irradié											
	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %	Uranium enrichi à 20 % et plus	Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233		
PAYS	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
ALLEMAGNE	49,081	1 480 249,500	394 105,450	15 886,233	32,576	30,270	0,171	176,103	85,042			
AFRIQUE DU SUD	425,000		26 885,360	1 129,597								
AIEA		0,026					0,171					
ALGERIE	36,440											
AUTRICHE								703,200				
AUSTRALIE			24,645	4,849								
BANGLADESH												
BELGIQUE	28 958,376		199 148,538	7 985,734	37,959	26,475	1 179 696,771		0,011			
CANADA		105,456							193,452			
DANEMARK									26,400			
EMIRATS ARABES UN	3,580											
ESPAGNE			542,517	21,744					2,200			
ETATS-UNIS	195,000	4 444,024	332 178,711	14 113,108			0,010	1 037,220				
FINLANDE												
GREECE												
HONGRIE									83,600			
INDE		299 881,500									0,002	
INDONESIE			24,892	4,886								
IRAK	3,580											
ITALIE	11,630											
JAPON	19 073,270	81,102	54 326,973	2 502,570			1 720 321,172		4,723			
MAROC	23,260											
NIGER		0,393										
NORVEGE	23,400											
PAYS-BAS	2 932 474,537	1 821 363,093	26 437,454	377,468	4,982	4,638						
R.TCHEQUE	6,000											
ROYAUME UNI		430,637	227 373,407	9 137,172					13,918			
ROUMANIE												
RUSSIE	5 197 888,392	1 695 757,492	404 374,180	3 284,169								
SLOVENIE									2,420			
SUEDE		8 989,041	140 667,200	5 324,273						3,551		
SUISSE												
TUNISIE	6,558											
UKRAINE					0,016	0,014						
Irradié												
PAYS	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %	Uranium enrichi à 20 % et plus	Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233		
PAYS	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
ALLEMAGNE												
BELGIQUE			0,002	0,000	0,912	0,810	0,023					
PAYS BAS			22,625	0,112			595,066					
SUISSE			34,109	0,250			882,783					

Annexe 3 : Importations 2006, 2007, 2008 et 2009 par installations destinatrices

Etablissement	Année 2006											
	Non irradié											
	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
Etablissement	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
AREVA NC/HAGU							0,011					
AREVA NC/PIER	1 791 233,416		228 852,775	8 554,524								
CEA/CADA	27,051	41,884	472,646	3,761								
CEA/CEST												0,033
CEA/MARC	0,016		0,029	0,001			28,320					
CEA/SACL	15 128,163								1 057,166	4,226	0,062	0,001
CEGELEC/BRET	2 084,188											
CERCA/ROMA	21,156		535,223	105,834	85,411	79,563						
COMURHEX/MALV		9 289 471,460										
COMURHEX/PIER		131,301										
EDF/BELL		529,116	34 111,789	1 365,578								
EDF/BLAY			30 905,349	1 143,337								
EDF/BUGE		608,818	106 211,793	4 310,733								
EDF/CATT		527,088	33 689,518	1 344,575								
EDF/CHIN			44 559,269	1 646,667								
EDF/CHOO			27 897,593	949,907								
EDF/CIVA			55 762,220	1 897,266								
EDF/CRUA			50 950,769	1 884,617								
EDF/DAMP			40 703,724	1 504,946								
EDF/FLAM			4 296,663	171,532								
EDF/GOLF			21 471,534	857,066								
EDF/GRAV			75 438,033	2 793,617								
EDF/NOGE	521,063		33 697,300	1 348,611								
EDF/PALU		522,006	16 626,715	663,139								
EDF/STAL		523,601	12 302,759	491,663								
EDF/STLA			26 223,916	968,892								
EDF/TRIC			26 017,896	964,397								
EURODIF PRODUCTION/PIER		3 869 300,087	702 471,773	24 792,218								
FBFC/ROMA	111,217	5 269,835	104 454,444	4 453,193								0,452
IN2P3/ORSA												
INSTITUT LAUE LANGEVIN/GREN							0,021					
MELOX/MARC	5,238	7,928			0,001	0,000						
PLS CONTROLE/TRAP	434,387											
SOCATRI/PIER	775,639											0,005
SODERN/BREV												
Irradié 2006												
Etablissement	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
Etablissement	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
AREVA NC/HAGU	3 200,142	806,358	548,145	4,852	18,905	14,470	54 675,000					
CEA/CADA	1,004		0,050	0,006			70,169					

Etablissement	Année 2007											
	Non irradié											
	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
Etablissement	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
AREVA NC/HAGU			0,016	0,003			0,633					
AREVA NC/PIER	3 819 131,021	142,071	253 951,173	10 628,871								
CEA/BRUY												
CEA/CADA	204,377	0,018	0,057	0,002								
CEA/CEST											1,137	
CEA/MARC							0,002					
CEA/SACL	12 774,500									1 130,857	0,020	
CEA/VALD		0,000	0,036	0,000			0,136					
CEGELEC/BRET	2 386,710											
CERCA/ROMA	41,776		759,130	149,941	26,060	24,135						
COMURHEX/MALV		11 646 148,031										
COMURHEX/PIER		222,443										
EDF/BELL		1 079,274	69 182,651	2 770,929								
EDF/BLAY			29 576,794	1 094,379								
EDF/BUGE			32 081,953	1 183,036								
EDF/CHIN	23,400											
EDF/CHOO			88 768,595	3 360,143								
EDF/CIVA			27 873,010	945,940								
EDF/CRUA			37 172,504	1 377,987								
EDF/DAMP			52 637,130	1 947,290								
EDF/GOLF		523,301	33 674,946	1 346,317								
EDF/GRAV			62 055,959	2 298,287								
EDF/PALU		43,478	21 369,752	852,722								
EDF/PENL		522,955	52 980,216	2 116,013								
EDF/TRIC			53 508,721	1 979,006								
EURODIF PRODUCTION/PIER		2 298 627,905	593 832,408	19 838,018								
FBFC/ROMA	37,692	3 612,561	166 918,243	7 085,180								
INSTITUT LAUE LANGEVIN/GREN							0,085		0,247			
MELOX/MARC	228,740						87,000					
PLS CONTROLE/TRAP	359,933											
RHODIA TERRES RARES/ROCH									87,900			
SOCATRI/PIER	119,597	1,592										
Irradié												
Etablissement	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)				
AREVA NC/HAGU	375,684		5 647,778	62,625			48 007,000					
CEA/CADA	0,219		0,178	0,018			1,750					

Etablissement	Année 2008											
	Non irradié											
	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
Etablissement	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
AREVA NC/BESS		1 830										
AREVA NC/HAGU	5 330 031		0,007	0,001			758 137,275					
AREVA NC/PIER	5 988 568,079	142,256	357 970,485	14 827,532								
CEA/CADA	288,578				0,001	0,001						
CEA/MARC					0,000	0,000	3,322					0,022
CEA/SACL	13 170,006								1 036,222			0,093 0,075
CEGELEC/BRET	2 802,750											
CERCA/ROMA		0,371	820,597	162,112								
COMURHEX/MALV		9 910 665,580										
EDF/BELL		528,726	34 139,944	1 367,318								
EDF/BLAY			22 293,501	824,550								
EDF/BUGE			54 610,731	2 227,721								
EDF/CATT		1 455,467	98 655,598	3 939,320								
EDF/CHIN	23,400		13 015,450	482,874								
EDF/CHOO			40 718,636	1 590,775								
EDF/CIVA			65 207,169	2 556,793								
EDF/CRUA			35 342,913	1 310,232								
EDF/DAMP			45 967,274	1 702,866								
EDF/FLAM		520,606	33 702,862	1 345,138								
EDF/GOLF		520,508	33 702,732	1 346,686								
EDF/GRAV			53 735,784	1 991,476								
EDF/NOGE		695,891	37 709,765	1 508,402								
EDF/PALU		1 041,542	24 506,379	977,827								
EDF/PENL		520,445	33 688,006	1 345,057								
EDF/STLA			14 686,454	543,325								
EDF/TRIC			39 071,911	1 448,272								
EUROdif PRODUCTION/PIER	234 674,920	1 084 499,704	642 199,296	22 496,237								
FBFC/ROMA	1 091,231	1 682,855	149 319,247	6 107,387								
INSTITUT LAUE LANGEVIN/GREN	0,011	0,005					0,004		0,400			
MELOX/MARC	1,752											
PLS CONTROLE/TRAP	145,748											
SODERN/BREV												0,004
STMI/BOLL		4 191,775										
Irradié												
Etablissement	Uranium appauvri	Uranium naturel	Uranium enrichi à moins de 20 %		Uranium enrichi à 20 % et plus		Plutonium	Thorium	Deutérium	Lithium enrichi	Tritium	Uranium 233
Etablissement	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse isotope (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (kg)	Masse élément (kg)	Masse élément (g)	Masse élément (g)
AREVA NC/HAGU	2 978,478		82 468,486	988,893			614 214,000					
CEA/CADA			8,488	0,311			38,693					5,282



Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire

Paris, le 20 octobre 2009

Le Président

Madame la Présidente d'AREVA
33, rue Lafayette
75442 Paris cedex 09

SN/SN/2009-010

Objet : Transparence associée au cycle du combustible nucléaire

Madame la Présidente,

Par lettre du 16 octobre 2009, le ministre d'Etat, Jean-Louis BORLOO a saisi le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire. Dans cette saisine, il indique : « *La transparence de la filière nucléaire constitue un impératif absolu. Cette transparence doit concerner le fonctionnement des installations nucléaires. Elle doit également concerner les informations communiquées à nos concitoyens sur la filière nucléaire et la gestion des matières et des déchets nucléaires produits aux différents stades du cycle du combustible.* »

La gestion de certaines matières comme l'uranium de retraitement et l'uranium appauvri a récemment suscité un débat. J'apprécierais donc de pouvoir recueillir l'avis du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire à ce propos. »

Le Haut comité devra rendre son avis sous 3 mois. Pour répondre à cette saisine, le Haut comité tiendra une réunion extraordinaire le 20 novembre 2009. D'ici là, je vous demande de bien vouloir m'adresser pour le 12 novembre 2009 un état des lieux présentant :

- les différentes étapes du cycle du combustible auxquelles votre entreprise est associée (soit de manière directe, soit dans le cadre d'opérations que vous sous-traitez) ;
- les flux annuels de matières et de déchets produits aux différentes étapes qui vous concernent, ainsi qu'une reconstitution historique de ces flux ;
- le devenir des matières et des déchets produits (pour les matières, en l'absence de filière opérationnelle, il sera précisé la perspective envisagée pour ces filières de valorisation, ainsi que les mesures d'entreposage prises dans l'attente de leur valorisation).

Ce document présentera également les flux annuels de substances radioactives qui quittent le territoire national ainsi que le devenir précis de ces matières : retour en France après traitement, cession sous conditions...

Je vous serais également reconnaissant de bien vouloir exposer, pour l'ensemble des étapes qui vous concernent, les quantités de matières (flux annuels et reconstitution historique des flux concernés) qui ne peuvent aujourd'hui pas réintégrer le cycle du combustible (le cas des matières qui sont potentiellement valorisables sera traité en précisant les pré-requis nécessaires à leur valorisation, ainsi que les perspectives de valorisation associées). Les difficultés technologiques qui empêcheraient un recyclage « infini » seront également présentées dans ce document.

Vous présenterez également les actions réalisées par votre entreprise en faveur d'une information objective sur le cycle du combustible en indiquant la nature de ces informations, les cibles qu'elles concernent...

Enfin, j'apprécierais de pouvoir recueillir toute proposition de votre part qui serait de nature à améliorer l'information de nos concitoyens afin d'améliorer la transparence dans ce domaine.

Je vous serais reconnaissant de bien vouloir venir présenter l'ensemble de ces éléments lors de la réunion du 20 novembre 2009 du Haut comité.

Je vous prie d'agréer, Madame la Présidente, l'expression de mes salutations distinguées.



Henri REVOL



Direction Sûreté Santé Sécurité Environnement

**Monsieur Henri REVOL
Président du HCTISN
c/o MEEDDAT / DGPR
92055 LA DEFENSE Cedex**

Paris, le 12 novembre 2009

Objet : **Transparence associée au cycle du combustible nucléaire**
N/réf. COR ARV SHS DIR 09-046
V/réf. Votre lettre HCTISN/SN/2009-010 du 20/10/2009

Monsieur le Président,

En réponse à votre demande, je vous prie de bien vouloir trouver en annexe les éléments relatifs à l'état des lieux demandé dans votre courrier référencé ci-dessus en vue de la réunion du 20 novembre prochain.

Vous en souhaitant bonne réception,

Je vous de croire, Monsieur le Président, en l'assurance de mes respectueuses salutations.


Jean-Luc ANDRIEUX
Directeur Sûreté Santé Sécurité Environnement

Annexe : 1 (16 pages)

COPIE : Monsieur Stéphane NOEL (MEEDDM)

ETAT DES LIEUX

=====

LES ETAPES DU CYCLE DU COMBUSTIBLE DANS LESQUELLES INTERVIENT AREVA

L'uranium naturel

L'extraction des minerais naturels contenant l'uranium ne se pratique plus en France, depuis la fermeture de la mine de Jouac en 2001.

L'uranium naturel est importé en France, à partir des mines étrangères, sous forme d'oxydes ou d'uranates. Ces concentrés sont reçus à l'usine de COMURHEX Malvesi (filiale d'AREVA), à Narbonne (11), où ils sont entreposés pour le compte de leurs propriétaires, avant d'être mis en œuvre.

La Conversion

La conversion consiste à transformer l'uranium issu des mines pour qu'il puisse être mis en œuvre à l'état gazeux dans les usines d'enrichissement. Cette transformation se fait en deux étapes : dans l'usine de COMURHEX Malvesi où le yellow cake devient tétrafluorure d'uranium (UF_4) puis dans l'usine de COMURHEX à Pierrelatte (26) où un procédé de fluoruration permet de passer du tétrafluorure à l'hexafluorure d'uranium. La capacité actuelle de COMURHEX est de l'ordre de 14 000 tU/an. L' UF_6 ainsi produit est alors expédié vers les usines d'enrichissement, soit d'Eurodif Production (filiale d'AREVA) à Pierrelatte, soit des enrichisseurs étrangers en Allemagne, aux Pays-Bas, en Grande-Bretagne, en Russie ou aux Etats-Unis.

Enrichissement

L'uranium naturel est principalement composé de deux isotopes : l'uranium 238 et l'uranium 235. L'uranium 235, fissile, est beaucoup moins abondant à l'état naturel que l'uranium 238 : il ne représente que 0,71 % de l'uranium naturel. Aujourd'hui, la plupart des réacteurs utilisent comme combustible de l'uranium enrichi entre 3 et 5 % en uranium 235. L'enrichissement consiste donc à augmenter la proportion d'uranium 235. Le procédé d'enrichissement mis en œuvre par l'usine Georges Besse I d'EURODIF Production est celui de la diffusion gazeuse. L'uranium, sous forme de gaz, circule dans des diffuseurs qui vont effectuer un tri entre uranium 235 et uranium 238 en tirant parti leur différence de masse. Deux flux sont ainsi créés : l'un enrichi et l'autre appauvri (voir § suivant) en isotope 235.

L'usine Georges Besse I est alimentée en UF6 naturel provenant soit de COMHUREX, soit des convertisseurs étrangers, américains, canadiens ou britanniques.

L'uranium enrichi produit est envoyé aux usines de fabrication de combustible, soit du groupe AREVA, soit de nos concurrents.

Fabrication du combustible

Les combustibles fabriqués pour la production d'électricité sont à ce jour, essentiellement de deux types : UO₂ (oxyde d'uranium) et MOX (oxyde mixte d'uranium et de plutonium).

- Le combustible UO₂ (oxyde d'uranium).

L'hexafluorure d'uranium enrichi est transformé en poudre d'oxyde d'uranium puis compacté sous forme de pastilles. Les pastilles sont introduites dans les gaines métalliques, assurant leur maintien, pour constituer les « assemblages combustibles ». En France, l'usine FBFC (filiale d'AREVA) de Romans (26) réalise ces deux opérations

- Le combustible MOX (oxyde mixte d'uranium et de plutonium)

L'usine MELOX d'AREVA, implantée sur le site de Marcoule (30), fabrique depuis 1995 le combustible MOX selon un procédé similaire au procédé de fabrication de combustible UO₂, mais qui utilise un mélange de poudre d'oxyde d'uranium et de poudre d'oxyde de plutonium. L'uranium utilisé dans la fabrication du combustible MOX est de l'uranium appauvri. Le plutonium est issu du traitement des combustibles usés à l'usine AREVA de La Hague (voir ci-dessous).

Ces deux types de combustibles sont ensuite livrés à EDF ou exportés vers les électriciens étrangers.

Le recyclage

Le schéma présenté ci-après résume, de façon très simplifiée, la première étape du recyclage telle que réalisée à AREVA La Hague : le traitement des combustibles usés.

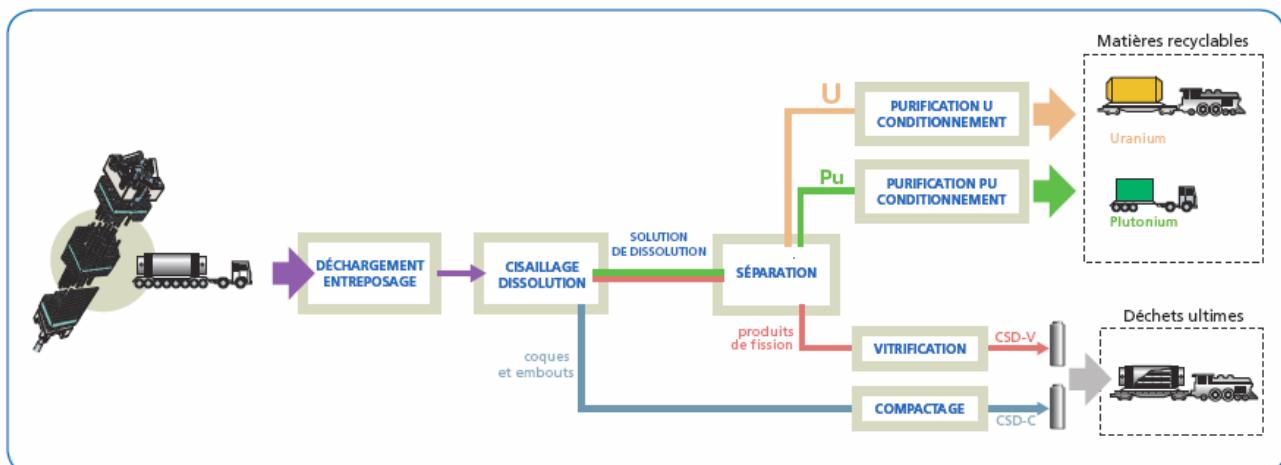


Schéma simplifié du traitement des combustibles usés

Après quelques années de refroidissement dans les piscines des réacteurs, les combustibles usés sont acheminés vers l'usine AREVA La Hague où est effectuée la séparation des matières valorisables :

- l'uranium de recyclage

L'uranium séparé se présente sous forme de nitrate d'uranyle (liquide). Il est expédié vers les unités de transformation situées sur le site du Tricastin (voir ci-après).

- Le plutonium

Le plutonium séparé se présente sous forme de poudre d'oxyde de plutonium. Il est expédié vers l'usine MELOX pour la fabrication du combustible MOX.



LES MODES DE GESTION DE L'URANIUM APPAUVRI

L'uranium appauvri est produit au cours du processus d'enrichissement de l'uranium. Ce processus met en œuvre de l'uranium sous forme d'hexafluorure. Pour faciliter son entreposage, celui-ci fait donc l'objet d'une défluoruration, où il est transformé en sesquioxyde stable dit « U_3O_8 appauvri ».

Cette défluoruration est effectuée à l'usine W d'AREVA sur le site du Tricastin (26).

L' U_3O_8 se présente sous la forme d'une poudre gris-noir, peu radioactive, de densité 2 à 3,7 suivant son compactage. Cette poudre, stable jusqu'à 1 300°, incombustible, non corrosive et insoluble, est tout à fait comparable à l'oxyde d'uranium naturel présent dans les gisements exploités.

L' U_3O_8 appauvri, en attendant sa valorisation, est conditionné dans des conteneurs métalliques scellés, de type DV70, dits « cubes verts », d'une contenance moyenne de l'ordre de 7 tU.

En France, l'entreposage est optimisé en envoyant ces conteneurs sur deux destinations différentes :

- par voie ferrée sur le site d'AREVA à Bessines (87) pour entreposage. Cet entreposage se fait dans des bâtiments dédiés, les conteneurs DV70 étant empilés sur trois niveaux.
- Sur le site du Tricastin, soit dans des bâtiments dédiés, soit dans des bâtiments d'entreposage de l'uranium de recyclage où ils contribuent à l'atténuation du débit de dose gamma issu de l'uranium de recyclage. Ces barrières sont constituées de trois rangs de DV70, sur trois niveaux, et sont disposées le long des parois des bâtiments d'entreposage de l'uranium de recyclage.



Entreposage d'Uranium appauvri à Bessines

AREVA a transféré la technologie de défluoruration de l'uranium appauvri à la Russie et a construit une installation industrielle pour le combinat de Zelenogorsk (Russie), d'une capacité de 10 000 t UF6/an. Le début de la production est programmé dans les mois qui viennent.

Les flux

Comme indiqué ci-dessus, l'uranium appauvri est généré au cours du processus d'enrichissement de l'uranium. Pour l'année 2008 :

- La production d'UF6 appauvri par Eurodif Production a été d'environ 12500 tU. 6000/tU d'UF6 appauvri ont été vendues et expédiées à AtomEnergoProm (Russie).
- le groupe AREVA a reçu, en provenance de différents pays de la communauté européenne, 5 790 tU d'UF6 appauvri pour défluoration.
- 10 900 tU ont été défluorées et transformées en U3O8 sur l'usine W du Tricastin.
- Après défluoration, 2 713 tU ont été retournées aux clients sous forme d'U3O8
- 5 312 tU d'U3O8 ont été expédiées du site du Tricastin vers Bessines (87) pour entreposage.

Par ailleurs 114 tU ont été envoyées à MELOX pour mise en œuvre dans le cadre de la fabrication de combustible MOX

Le résultat cumulé de l'ensemble des flux historiques se traduit, au 31.12.2008, par les inventaires décrits ci-dessous.

Inventaire détenu par AREVA

Au 31.12.2008 l'inventaire d'uranium appauvri détenu par AREVA était de l'ordre de 261 000 t U, réparti sur les sites suivants :

Uranium appauvri			
Désignation et localisation		Stocks	
Site	Département	Quantités à fin 2008 (Arrondi 100t)	Unités
Bessines	87	100400	tML
Tricatin	26	158400	tML
Comurhex - Malvési	11	1800	tML
La Hague	50	200	tML
MELOX - Marcoule	30	100	tML
FBFC Romans ¹	26	100	tML
Total Sites AREVA		261000	tML

¹ L'Uranium appauvri est en particulier utilisé sur Romans pour les essais de nouvelles unités de fabrication

Valorisation

Selon les pratiques du marché international, l'uranium appauvri issu des opérations d'enrichissement reste propriété des enrichisseurs. En France, AREVA en est donc le propriétaire. Cette matière est dite appauvrie, mais contient encore de l'uranium 235 à une teneur de l'ordre de 0,3 %.

Utilisations de l'Uranium appauvri

Plusieurs usages de cette matière sont possibles :

Premièrement, l'uranium appauvri est utilisé pour la fabrication de combustible MOX dans l'usine MELOX située à Marcoule dans le Gard. Ce flux représente environ une centaine de tonnes par an.

Deuxièmement, en fonction des conditions technico-économiques du moment, il peut être intéressant de ré-enrichir de l'uranium appauvri, en particulier lors de la hausse du cours de l'uranium naturel.

A titre d'exemple, en 2008, environ 7700 tU d' U_3O_8 appauvris ont ainsi été réexpédiées de Bessines sur Malvesi pour conversion avant ré-enrichissement. Sur ce chiffre, à la fin de l'année 2008, 6146 tU avaient été reconvertis en UF6 pour pouvoir être introduites dans l'usine d'Eurodif Production.

D'ici quelques années, l'évolution des techniques d'enrichissement, notamment avec la centrifugation, permettra, aux conditions économiques adéquates, de ré-enrichir des appauvris de teneurs plus basses. Ainsi, on prévoit que pour les prochaines décennies, c'est l'ensemble des stocks actuels d'uranium appauvri qui sera mobilisé pour ré-enrichissement. Le rythme dépendra à la fois du prix de marché de l'uranium naturel et des capacités industrielles. Ces opérations pourront s'étager sur 30 à 50 ans, durée semblable à celle de la constitution des stocks actuels.

Avec, avec la prochaine génération de réacteurs nucléaires à neutrons rapides, attendue après 2040, les techniques de recyclage des combustibles usés permettront de valoriser pleinement l'uranium appauvri. Les stocks d'Uranium appauvri représentent donc une réserve stratégique considérable.

LES MODES DE GESTION DE L'URANIUM DE RECYCLAGE OU URT

L'uranium de recyclage (encore appelé Uranium de traitement ou URT) est produit au cours du processus de traitement des combustibles usés, à La Hague (50).

L'uranium de recyclage se trouve sous forme de nitrate d'uranyle à la sortie de l'usine de La Hague. Pour faciliter son entreposage, celui-ci fait donc l'objet d'une dénitrification et d'une oxydation, où il est transformé en sesquioxide stable « U_3O_8 ». Cette étape de conversion est aujourd'hui effectuée à l'usine TU5 d'AREVA située sur le site du Tricastin (26).

Le sesquioxide d'uranium se présente sous la forme d'une poudre gris-noir, de densité 1,75 environ. Cette poudre, stable jusqu'à 1 300°C, est incombustible, non corrosive et insoluble.

L'uranium de recyclage est conditionné sous forme d' U_3O_8 dans des conteneurs métalliques de 220 L, d'une contenance moyenne de l'ordre de 250 kg d'Uranium.

Ces conteneurs sont entreposés dans des bâtiments spécifiques sur le site du Tricastin (26).



Entreposage sur le site du Tricastin

Inventaire détenu par AREVA

Au 31.12.2008 l'inventaire d'uranium de recyclage détenu par AREVA était de l'ordre de 23 000 tU, réparti sur les sites suivants :

Uranium issu du combustible usé après traitement			
Désignation et localisation		Stocks	
Site	Département	Quantités à fin 2008 (Arrondi 10t)	Unités
Tricatin	26	22530	tML
LA HAGUE	50	480	tML
Total Sites AREVA		23010	tML

Valorisation

L'uranium extrait des combustibles usés dans les usines de traitement constitue environ 95% de la masse du combustible usé et contient toujours une part significative d'isotope 235. L'enrichissement résiduel en ^{235}U est de l'ordre de 0,7 % à 0,8 % pour des combustibles eau légère avec des taux de combustion de 45 à 55 000 MWj/t. La valeur énergétique de l'URT est donc comparable à celle de l'uranium naturel.

Utilisation de l'Uranium de recyclage

L'uranium de recyclage reste la propriété des clients qui décident de sa réutilisation.

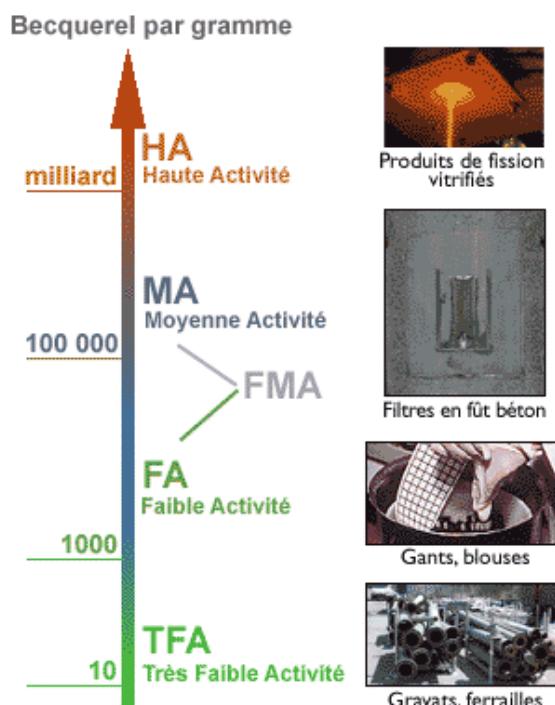
Ainsi à la demande du client EDF, une partie de cet URT est expédiée à l'étranger pour ré-enrichissement et réutilisation sous forme de combustible. En effet, AREVA ne dispose pas aujourd'hui des installations permettant le ré-enrichissement de l'URT.



Conteneurs de nitrate d'uranylique et atelier de conversion TU5 à Pierrelatte

LES FLUX DE DECHETS

La classification française des déchets radioactifs est définie dans le Plan National de Gestion des Matières et Déchets Radioactifs (PNGMDR) et repose sur deux paramètres importants pour définir le mode de gestion approprié : le niveau d'activité des éléments radioactifs contenus (dont l'ordre de grandeur est donné sur l'échelle ci-dessous) et leur période (sous les appellations vie courte, vie longue avec une coupure à la période de 30 ans).



Ordres de grandeur de la radioactivité contenue dans les déchets

A partir de ces notions, l'Autorité de sûreté nucléaire a construit le tableau suivant. L'horizontale (le niveau d'activité) et la verticale (la période) organisent les différentes catégories de déchets et leurs filières.

Catégorie de déchets	Vie très courte (période < 100 jours)	Vie courte (période ≤ 31 ans)	Vie longue (période > 31 ans)
Très Faible Activité (TFA)		Centre de stockage TFA en surface de Morvilliers (Aube) en exploitation depuis 2003	
Faible Activité (FA)	Gestion par décroissance radioactive	Centre de stockage FMA en surface de Soulaines (Aube) en exploitation depuis 1992	Recherches menées dans le cadre de la loi du 28 juin 2006(stockage à faible profondeur)
Moyenne Activité (MA)			Recherches menées dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 (stockage en couche géologique profonde)
Haute Activité (HA)		Recherches menées dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 (stockage en couche géologique profonde)	

Classification des déchets français selon le PNGMDR

Les flux déchets produits aux différentes étapes du cycle du combustible peuvent être différenciés selon l'amont et l'aval du cycle.

Déchets de l'amont du cycle

Les établissements de conversion, d'enrichissement et de fabrication du combustible, produisent des déchets d'exploitation radioactifs faiblement ou très faiblement contaminés en uranium. Leur niveau de contamination est suffisamment faible pour être compatible avec le Centre TFA de Morvillier ou le Centre de stockage FMA-VC de Soulaines. Ils sont comptabilisés dans les filières de gestion FMA-VC et TFA.

Déchets de l'aval du cycle

Les déchets produits par les installations de l'aval du cycle sont constitués par :

- les déchets issus des combustibles usés,
- les déchets occasionnés par l'usage des installations de traitement ou de fabrication de combustible MOX.

Les déchets issus des combustibles usés appartiennent à deux catégories :

- les produits de fission et actinides mineurs : dans l'usine de La Hague ceux-ci sont séparés de l'uranium et du plutonium, puis calcinés et incorporés dans une matrice de verre dans des conteneurs standards de déchets vitrifiés (CSD-V). Ils sont de type HA.

- les déchets de structures qui sont, pour la filière eau légère, les composants métalliques (tubes de gainage, grilles, embouts) assurant le confinement et l'assemblage des pastilles de combustible. Dans l'usine de La Hague, ils sont, compactés et conditionnés en conteneurs standards de déchets compactés (CSD-C), géométriquement similaires aux CSD-V. On les qualifie de « coques et embouts ». Ils sont de type MA-VL.

Le rapport public établi annuellement par AREVA relatif aux procédures applicables au traitement des combustibles usés provenant de l'étranger conformément à l'article L.542.21 du code de l'environnement issu de l'article 8 de la loi n°2006-739 précise, en particulier pour chaque état étranger, une estimation des quantités de déchets radioactifs qui seront expédiés et une description de leur nature, un calendrier prévisionnel des opérations d'expédition. Ce rapport est mis à la disposition du public, notamment via la consultation du site internet d'AREVA NC La Hague (www.lahague.areva-nc.fr). La part destinée à un stockage en couche géologique profonde est entreposée dans des installations dédiées sur le site de La Hague en attente de la mise à disposition de l'exutoire.

Les déchets liés à l'usage des installations comprennent :

- des déchets de maintenance (outillages, gants de travail, filtres, outils, matériels usagés, films, vinyles...) ou de traitement des eaux de piscines (résines, filtres, boues), qui sont conditionnés dans différents types de conteneurs en fonction de leur nature, de leur niveau d'activité et de leur filière de gestion (MA-VL, FMA-VC, TFA)
- des futurs déchets de démantèlement des installations qui seront essentiellement de catégories FMA-VC et TFA.

Pour les parts FMA-VC et TFA, ces colis de déchets sont expédiés au centres de stockage en surface (Centre de stockage FMA-VC de Soulaine et centre de stockage TFA de Morvillier).

Pour la part MA-VL, ces colis de déchets sont entreposés sur le site de La Hague dans des installations dédiées en attente de la mise en place d'exutoires définitifs en application des recherches menées dans le cadre de la loi du 28 juin 2006. L'activité de ces déchets est très faible au regard de l'activité des déchets issus des combustibles usés après traitement et conditionnés en CSD-V et CSD-C.

Flux de déchets pour l'ensemble des installations AREVA du cycle du combustible

La quantité annuelle de déchets de type CSDV et CSDC dépend de la quantité de combustibles traités dans l'année et des caractéristiques principales de ces combustibles comme le burn-up. A titre indicatif, pour une quantité de combustible traité de burn-up moyen de 45 GWj/tU de 1050 tonnes par an, la production de déchets est respectivement d'environ :

- 800 CSDV par an
- 680 CSDC par an

A titre indicatif, les flux annuels moyens des quantités de déchet produites par l'ensemble des installations du cycle du combustible sont indiqués dans le tableau ci-dessous par catégorie. Ces valeurs reflètent la production issue de l'exploitation du parc nucléaire de type REP avec les installations de traitement les plus récentes (UP2 800 et UP3) et la mise en place de la gestion optimisée des effluents :

Catégorie de déchet	Flux annuel
HA	800 CSDV
MA-VL	850 colis (dont 680 CSDC)
FMA-VC	2600 m3
TFA	3000 tonnes

Le recensement annuel des déchets radioactifs présents sur chacun des sites intervenant dans le cycle du combustible figure dans l'Inventaire National (www.andra.fr) :

- Amont du cycle
 - Pierrelatte (fiches RHO 13 ; RHO 49 , RHO 16 ; PRO 2)
 - Malvési (fiche LAR 12)
 - Romans(fiche RHO 17)
- Aval du cycle
 - La Hague (fiche BAN3)
 - MELOX (fiche LAR 13)

ACTIONS REALISEES PAR LE GROUPE AREVA EN FAVEUR DE L'INFORMATION SUR LE CYCLE DU COMBUSTIBLE

Conformément à la politique de transparence de l'information, de pédagogie, et d'ouverture au dialogue avec les parties prenantes qu'il conduit depuis plus de dix ans, le groupe AREVA mène différents types d'actions de communication visant à expliquer ses activités dans le domaine nucléaire. AREVA met à disposition du public de nombreux supports d'information et participe activement, tant au niveau national qu'au niveau local autour de ses sites industriels, aux structures de débats sur les activités nucléaires.

En particulier, parmi les supports d'information grand public relatifs au cycle du combustible et aux activités nucléaires d'AREVA, on peut citer :

- le Rapport annuel de croissance responsable,
- le Rapport annuel de sûreté nucléaire et de radioprotection rédigé dans le cadre de l'article 21 de la loi TSN (pour les sites français concernés : La Hague, Melox, Tricastin, Romans, et SOMANU mis en ligne sur les sites internet),
- le Rapport environnemental, social, et sociétal de chaque site nucléaire
- les plaquettes de présentation des sites
- l'ouvrage "Tout savoir sur l'énergie nucléaire d'Atome à Zirconium"
- les plaquettes 4 volets "en savoir plus sur la radioactivité", "en savoir plus sur le plutonium", "en savoir plus sur la transmission et la distribution de l'électricité", "en savoir plus sur la biomasse"
- les outils multimédias (vidéos, animations interactives)
- les posters, brochures, encarts pédagogiques à destination des jeunes.

Tous ces supports sont consultables sur le site internet d'AREVA à l'adresse www.AREVA.com et peuvent être transmis au public gratuitement sur demande. Le site internet d'AREVA comporte également des rubriques d'information pédagogique et invite les internautes au dialogue.

Il est à noter la mise en place d'un blog sur le thème du recyclage des combustibles et les déchets nucléaires (www.parlonsen.areva.com).

AREVA dispose également d'un magazine externe trimestriel d'information sur l'énergie - Alternatives (et son site internet associé : www.alternatives.areva.com) - dans lequel des articles sur le cycle du combustible sont régulièrement insérés:

AREVA a aussi l'occasion d'informer ses parties prenantes et le public dans son ensemble sur ses activités liées au cycle du combustible nucléaire via :

- des actions de partenariats avec des musées scientifiques (Cité des sciences et de l'industrie par exemple) ;
- sa participation à des expositions temporaires sur la thématique énergie (exposition "Planète Electricité", Le Creusot, octobre 2008), de forums emplois ou de salons professionnels ;
- les visites de ses sites industriels, que le groupe organise tant pour le grand public que pour des délégations officielles françaises et internationales ;
- les relations régulières entretenues avec les journalistes (interviews, dossiers de presse, participation à des émissions débats, voyages de presse, etc.) ;
- la participation à des Groupes d'Expertise Pluraliste (Groupe Radioécologique Nord Cotentin, GEP Mines)
- la participation aux Commissions Locales d'Informations, qui ont été généralisées à l'ensemble des sites nucléaires,
- les "stakeholders sessions" : dans le cadre de sa politique de développement durable, AREVA conduit depuis 2004 avec le soutien du Comité 21 une démarche de concertation avec un panel d'experts du développement durable et des politiques énergétiques. L'objectif est d'identifier les analyses et les attentes du panel et d'améliorer l'adéquation de la stratégie de l'entreprise aux attentes de la société civile. Cette démarche permet à l'entreprise de préciser ses engagements et d'aménager en conséquence son plan d'actions.

Il convient enfin de noter qu'AREVA participe au groupe de travail du HCTSIN sur le projet de portail internet d'information sur l'énergie nucléaire (dont l'idée a été initiée par AREVA) et que le groupe alimente, via ses laboratoires agréés sur site, la base de données de l'ASN/IRSN relative aux mesures de la radioactivité dans l'environnement.



Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire

Paris, le 20 octobre 2009

Le Président

Monsieur le Président Directeur Général
Electricité de France
22-30, avenue Wagram
75008 Paris

SN/SN/2009-011

Objet : Transparence associée au cycle du combustible nucléaire

Monsieur le Président Directeur Général,

Par lettre du 16 octobre 2009, le ministre d'Etat, Jean-Louis BORLOO a saisi le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire. Dans cette saisine, il indique : « *La transparence de la filière nucléaire constitue un impératif absolu. Cette transparence doit concerner le fonctionnement des installations nucléaires. Elle doit également concerner les informations communiquées à nos concitoyens sur la filière nucléaire et la gestion des matières et des déchets nucléaires produits aux différents stades du cycle du combustible.*

La gestion de certaines matières comme l'uranium de retraitement et l'uranium appauvri a récemment suscité un débat. J'apprécierais donc de pouvoir recueillir l'avis du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire à ce propos. »

Le Haut comité devra rendre son avis sous 3 mois. Pour répondre à cette saisine, le Haut comité tiendra une réunion extraordinaire le 20 novembre 2009. D'ici là, je vous demande de bien vouloir m'adresser pour le 12 novembre 2009 un état des lieux présentant :

- les différentes étapes du cycle du combustible auxquelles votre entreprise est associée (soit de manière directe, soit dans le cadre d'opérations que vous sous-traitez) ;
- les flux annuels de matières et de déchets produits aux différentes étapes qui vous concernent, ainsi qu'une reconstitution historique de ces flux ;
- le devenir des matières et des déchets produits (pour les matières, en l'absence de filière opérationnelle, il sera précisé la perspective envisagée pour ces filières de valorisation, ainsi que les mesures d'entreposage prises dans l'attente de leur valorisation).

Ce document présentera également les flux annuels de substances radioactives qui quittent le territoire national ainsi que le devenir précis de ces matières : retour en France après traitement, cession sous conditions...

Je vous serais également reconnaissant de bien vouloir exposer, pour l'ensemble des étapes qui vous concernent, les quantités de matières (flux annuels et reconstitution historique des flux concernés) qui ne peuvent aujourd'hui pas réintégrer le cycle du combustible (le cas des matières qui sont potentiellement valorisables sera traité en précisant les pré-requis nécessaires à leur valorisation, ainsi que les perspectives de valorisation associées). Les difficultés technologiques qui empêcheraient un recyclage « infini » seront également présentées dans ce document.

Vous présenterez également les actions réalisées par votre entreprise en faveur d'une information objective sur le cycle du combustible en indiquant la nature de ces informations, les cibles qu'elles concernent...

Enfin, j'apprécierais de pouvoir recueillir toute proposition de votre part qui serait de nature à améliorer l'information de nos concitoyens afin d'améliorer la transparence dans ce domaine.

Je vous serais reconnaissant de bien vouloir venir présenter l'ensemble de ces éléments lors de la réunion du 20 novembre 2009 du Haut comité.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le Président Directeur Général, l'expression de mes salutations distinguées.



Henri REVOL

13 NOV. 2009

Paris, le 12 NOV. 2009

Pierre Gadonneix
Président Directeur Général

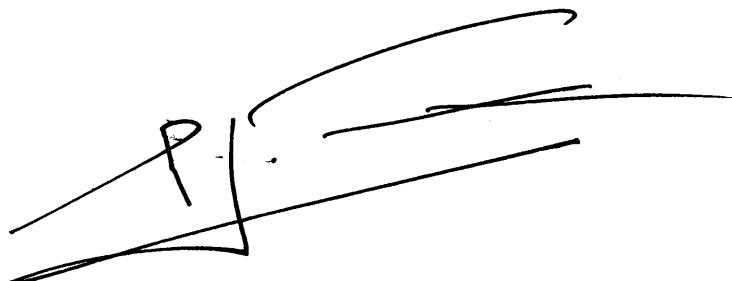
Monsieur Henri REVOL
Président du Haut Comité pour la
Transparence et l'Information sur la
Sécurité Nucléaire
c/o DGPR – La Grande Arche Paroi
Nord
920545 La Défense cedex

Monsieur le Président,

Votre lettre du 20 octobre 2009 concernant la réunion extraordinaire du Haut Comité le 20 novembre prochain a retenu toute mon attention. Je vous prie de bien vouloir trouver, en annexe à la présente, les éléments de réponse relatifs à la gestion des matières et déchets gérés dans le cadre du cycle du combustible auquel EDF est associée.

Par ailleurs, j'ai demandé à Monsieur Sylvain GRANGER, Directeur de la Division Combustible Nucléaire (tél. : 01.43.69.25.87), de représenter EDF lors de la réunion extraordinaire que le Haut Comité tiendra le 20 novembre 2009 et d'y apporter tous les éléments d'information relatifs aux activités d'EDF que le Haut Comité jugera utiles à ses travaux.

Je vous prie de croire, Monsieur le Président, à l'assurance de ma considération distinguée.



Annexe : le cycle du combustible nucléaire d'EDF



Le cycle du combustible nucléaire d'EDF

Rapport pour la réunion du HCTISN du 20 novembre 2009

SOMMAIRE

1. LES ETAPES DU CYCLE DU COMBUSTIBLE EDF ET LES FLUX ASSOCIES	3
1.1. LE CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE D'EDF : VUE D'ENSEMBLE.....	3
1.2. DESCRIPTION DE CHAQUE ETAPE DU CYCLE.....	4
1.2.1. L'amont du cycle	4
1.2.1.1. Les mines d'uranium naturel	4
1.2.1.2. L'enrichissement	5
1.2.1.3. La Fabrication.....	6
1.2.2. La production en réacteurs.....	7
1.2.3. L' aval du cycle.....	7
1.2.3.1. Le traitement	7
1.2.3.2. Le recyclage	8
2. MATIERES VALORISABLES ET DECHETS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE EDF	9
2.1. DECHETS VS MATIERES VALORISABLES	9
2.2. HISTORIQUE DES FLUX DE DECHETS ISSUS DU COMBUSTIBLE D'EDF DEPUIS 1994	10
2.3. HISTORIQUE DES FLUX D'URANIUM APPAUVRÉ RESULTANT DE L'ENRICHISSEMENT POUR LES BESOINS D'EDF DEPUIS 1994	11
2.4. LES FLUX DE COMBUSTIBLES USES MOX ET A BASE D'URT DEPUIS 1994.....	12
3. SOURCES ET FLUX D'APPROVISIONNEMENT	13
3.1. LA DIVERSIFICATION AU SERVICE DE LA SECURITE DES APPROVISIONNEMENTS	13
3.2. LES FLUX 2008 ENTRE LES DIFFERENTES ETAPES D'APPROVISIONNEMENT	14
4. ACTIONS REALISEES PAR EDF POUR FAVORISER L'INFORMATION	15
4.1. INFORMATIONS FOURNIES LORS DE LA PASSATION DE CONTRATS.....	15
4.2. INFORMATIONS FOURNIES LORS DES IMPORTS / EXPORTS	15
4.3. ECHANGES ORGANISES SOUS LE PILOTAGE DE L'ASN.....	16
4.4. ECHANGES AVEC DIVERSES PARTIES PRENANTES AU SEIN D'EDF	16
4.5. ECHANGES DIRECTS AVEC LE PUBLIC	16
5. PROPOSITIONS D'AMELIORATION DE L'INFORMATION	17

1. LES ETAPES DU CYCLE DU COMBUSTIBLE EDF ET LES FLUX ASSOCIES

1.1. LE CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE D'EDF : VUE D'ENSEMBLE

Le cycle du combustible nucléaire mis en œuvre pour le parc français de réacteurs d'EDF peut être schématisé comme suit :

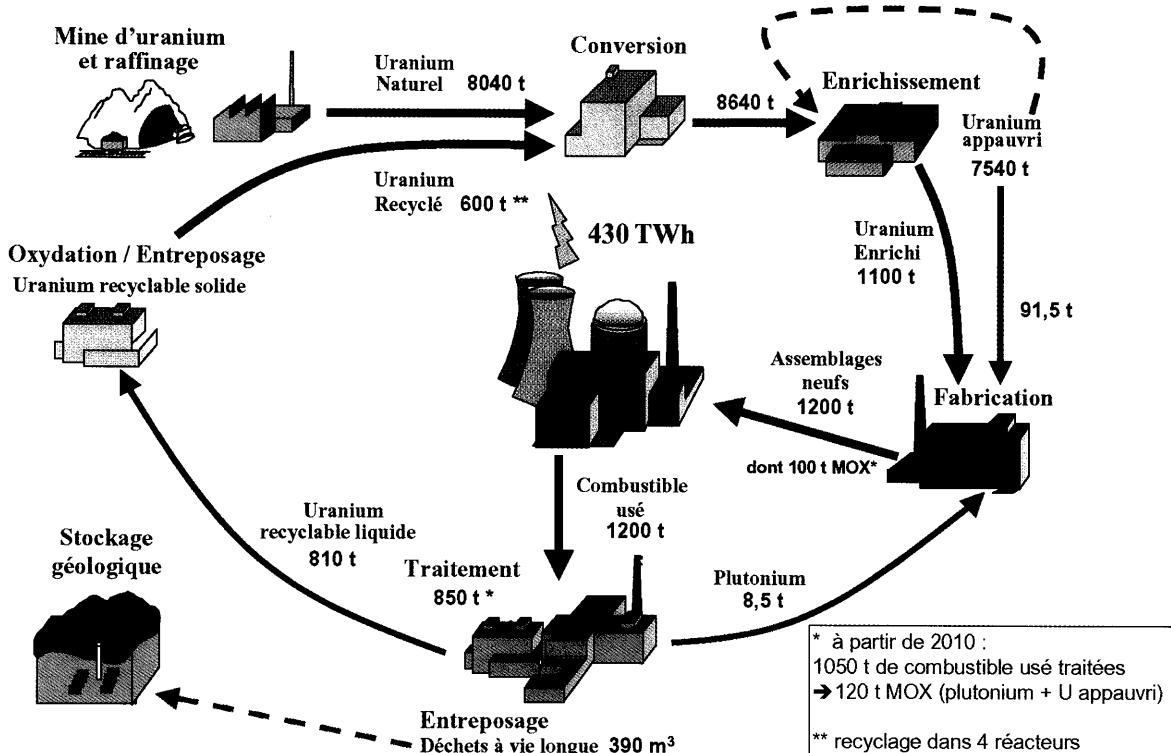


Fig 1 : Schéma simplifié du cycle du combustible pour le parc de réacteurs EDF en France – Flux normatifs pour une production de 430 TWh, un recyclage du plutonium dans 100 tonnes de combustible MOX et un recyclage de l'uranium récupéré au traitement dans 4 réacteurs à Cruas.

Les besoins en uranium pour l'alimentation du parc EDF en France représentent ainsi environ 13% des besoins mondiaux et 45% des besoins de l'Union Européenne¹.

Le recyclage des matières nucléaires issues du traitement du combustible usé permet d'économiser 17% du besoin en uranium naturel du parc EDF.

Les déchets radioactifs générés par la production d'électricité d'EDF restent en France, où ils sont traités, entreposés ou stockés².

L'uranium utilisé pour la fabrication des combustibles peut avoir trois origines : (1) les mines d'uranium naturel, (2) le stock d'uranium appauvri, propriété des « enrichisseurs » et (3) le stock d'uranium recyclable, propriété d'EDF.

¹ Pour 2008, le besoin mondial en uranium est évalué à environ 66 000 tonnes (World Nuclear Association 2008) et celui de l'Europe à environ 19 000 tonnes (Agence d'approvisionnement « Euratom » 2008).

² Seuls les déchets radioactifs du combustible sont représentés dans ce schéma. L'exploitation des centrales génère également des déchets à vie courte de très faible, faible ou moyenne activité (protections, filtres, résines, etc.). Ils représentent environ 7000 m³ par an. Après traitement / conditionnement, ils sont stockés dans l'un des deux centres exploités par l'Agence Nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) dans le département de l'Aube.

1.2. DESCRIPTION DE CHAQUE ETAPE DU CYCLE

1.2.1. L'amont du cycle

1.2.1.1. Les mines d'uranium naturel

L'uranium est présent dans la croûte terrestre en moyenne à raison de 3 à 4 grammes par tonne.

L'exploitation minière est possible à partir de quelques centaines de grammes par tonne.

Le minerai d'uranium est extrait de mines souterraines ou à ciel ouvert. Il peut aussi être extrait à partir de la surface par la technique de la lixiviation in-situ lorsque la topographie 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 (« yellow cake »), contenant 70 à 80% d'uranium, avant d'être conditionné dans des fûts de 220 litres (fûts pétroliers).



Fig 2 : Vue de la mine à ciel ouvert de Rössing

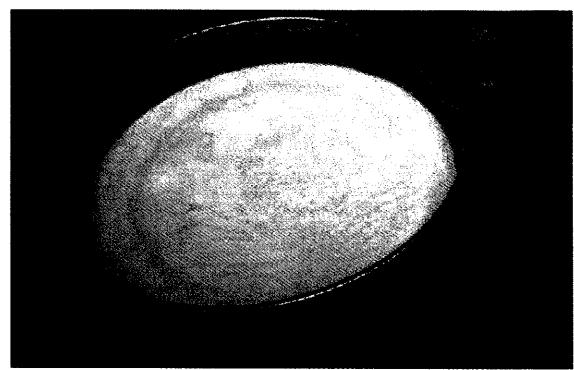
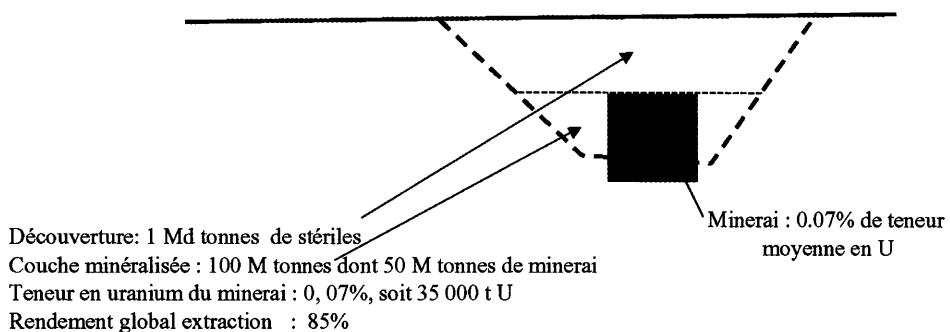


Fig 3 : Concentré d'uranium – « Yellow cake »

Mine d'Uranium à ciel ouvert : exemple type



Au global, pour 1 kg U, il faut extraire :

- 3,4 tonnes de la couche minéralisée
- 34 tonnes de stériles (découverte préalable)

Fig 4 : Exemple de rendement minier pour l'uranium naturel

L'uranium à son état naturel est composé de 3 isotopes :

- 99,3 % d'uranium 238,
- 0,7 % d'uranium 235,
- et de l'uranium 234 à l'état de traces.

Seul l'isotope 235 peut produire de l'énergie par fission nucléaire dans les réacteurs actuels et ceux de la 3^{ème} génération (ex, EPR), qui sont des réacteurs « thermiques ». L'isotope 238 est en revanche le combustible de référence des réacteurs « rapides » de 4^{ème} génération, par conversion en plutonium et fission du plutonium au sein du réacteur.

De plus, pour produire de l'énergie dans les réacteurs thermiques, la concentration en uranium 235 doit être portée à environ 4%. Cette opération est appelée enrichissement.

1.2.1.2. L'enrichissement

Les technologies industrielles disponibles à ce jour réalisent l'enrichissement en phase gazeuse. Il convient donc d'abord de transformer les concentrés d'uranium issus des mines en un produit facile à porter en phase gazeuse : l'hexafluorure d'uranium. Ce traitement préalable à l'enrichissement est appelé conversion (ou fluoration).

L'enrichissement consiste ensuite à effectuer un travail de transformation de l'uranium converti, afin de le séparer en deux parties :

- D'une part, une quantité réduite d'uranium enrichi, typiquement à environ 4% d'uranium 235 ;
- D'autre part, une quantité significativement plus importante d'uranium « appauvri », typiquement à une teneur de l'ordre de 0,2 – 0,3% en uranium 235.

La quantité de services d'enrichissement ainsi apportée se mesure en Unité de Travail de Séparation (UTS).

Dans tous les contrats d'enrichissement passés entre les électriciens et les enrichisseurs, les électriciens apportent l'uranium converti et reprennent l'uranium enrichi. L'uranium appauvri est conservé par l'enrichisseur qui en prend la propriété.

Pour obtenir une même quantité d'uranium enrichi, les électriciens ont ainsi la possibilité de choisir entre :

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

Cette possibilité d'arbitrage, illustrée dans le tableau ci-dessous, est un levier fondamental 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.

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 U235)	8134 tonnes (57 tonnes U235)	9002 tonnes (63 tonnes U235)
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 U235)	7134 tonnes (17 tonnes U235)	8002 tonnes (24 tonnes U235)
Teneur de l'uranium appauvri en uranium 235	0,20%	0,25%	0,30%

Tab 1 : Illustration de la possibilité d'arbitrage entre uranium et services d'enrichissement

L'uranium appauvri contient ainsi entre 23% et 38% de l'uranium 235 initial. Il peut être recouvré sous une forme utilisable dans les réacteurs thermiques par ré-enrichissement. La décision de procéder à ce ré-enrichissement sera prise par l'enrichisseur en fonction du prix de l'uranium naturel et des coûts de ré-enrichissement, qui dépendent de la technologie qu'il utilise. La technologie de la diffusion gazeuse rendait cette opération peu attractive. Ce n'est plus le cas avec la technologie de l'ultracentrifugation. Cette technologie, déjà maîtrisée par le consortium européen URENCO (Grande Bretagne, Allemagne, Pays-Bas) et le russe Tenex, est en train de remplacer les installations de diffusion gazeuse en fin de vie aux USA et en France (remplacement de Georges Besse I / Eurodif par la nouvelle installation Georges Besse II démarée en 2009). Ainsi, d'après l'Agence Internationale de l'énergie atomique (AIEA), les livraisons d'uranium 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. Par ailleurs, l'AIEA estime également 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.

1.2.1.3. La Fabrication

Le combustible des réacteurs à eau sous pression se présente sous la forme d'un ensemble de tubes, contenant des pastilles d'uranium enrichi qui, regroupés dans une structure support appelée "squelette", constituent un assemblage. L'étape de fabrication est constituée par l'ensemble des opérations qui permettent, à partir de l'uranium enrichi, d'élaborer l'assemblage combustible.

La « dé-conversion » et le pastillage :

L'uranium enrichi est livré depuis les usines d'enrichissement dans des conteneurs spéciaux (conteneurs 30B), puis est transformé en une poudre de dioxyde d'uranium (UO_2). Cette opération appelée « dé-conversion » est obtenue par vaporisation de l'uranium enrichi et réaction en présence de vapeur d'eau et d'hydrogène dans les fours de conversion.

Une suite d'opérations (homogénéisation, granulation, broyage, tamisage, ajouts d'additifs...) permet de préparer la poudre en lui apportant tous les éléments nécessaires à la fabrication des pastilles.



Fig 5 : Assemblage combustible

La poudre ainsi préparée est compressée sous forme de pastilles, qui sont ensuite frittées dans des fours sous atmosphère d'hydrogène pendant plusieurs heures à une température de 1700 °C.

Cette opération transforme la pastille en une céramique, lui donne la résistance et la densité attendues et crée les porosités qui retiendront les produits de fission gazeux lors de l'irradiation en réacteur. L'ensemble de ces opérations est appelé pastillage. Les pastilles sont ensuite rectifiées par meulage afin d'ajuster leur diamètre.

Le crayonnage :

Les pastilles sont insérées dans des crayons gainés en alliage de zirconium ; cette gaine constituera la première barrière de sûreté. Outre le tube de gainage et les pastilles qui y sont introduites, le crayon est complété d'un ressort hélicoïdal dans sa partie supérieure et de deux bouchons soudés aux extrémités.

Le montage des crayons en assemblage :

Les crayons sont introduits par nappes successives dans le squelette. L'ensemble squelette-crayons complété d'un embout inférieur et d'un embout supérieur constitue l'assemblage combustible.

1.2.2. La production en réacteurs

EDF exploite en France un parc de production nucléaire composé de 58 unités de production réparties sur 19 sites. Pour une production de l'ordre de 430 TWh, correspondant à environ 80% de la production électrique vendue par EDF, ces centrales consomment une moyenne d'environ 1200 tonnes de combustible.

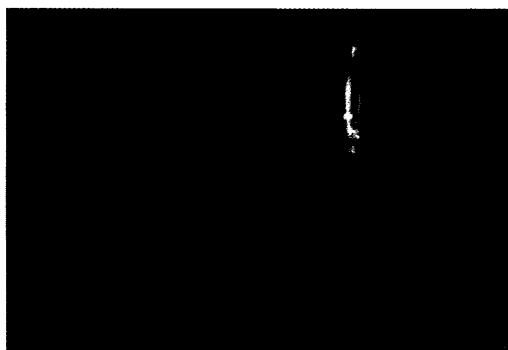


Fig 6 : Assemblages en réacteur

Après avoir passé environ 4 années en réacteur, les assemblages sont déchargés et entreposés plusieurs années dans les piscines des bâtiments combustible des centrales nucléaires. Cet entreposage de 2 à 3 années en moyenne permet à la radioactivité de décroître avant de transporter les assemblages combustible usés vers l'installation de traitement de la Hague.

1.2.3. L'aval du cycle

1.2.3.1. Le traitement

Pour réduire la quantité de déchets et économiser les ressources en uranium, EDF a fait le choix du traitement du combustible usé. Cette opération consiste à séparer les matières ré-utilisables (uranium et plutonium) des déchets radioactifs contenus dans le combustible usé.

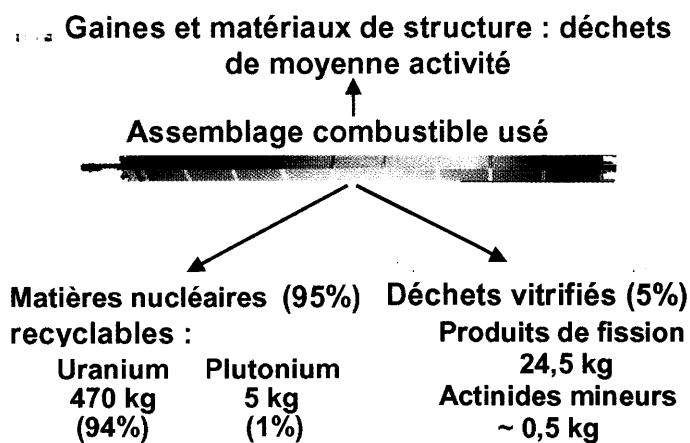


Fig 7 : Composition d'un assemblage combustible usé de 500 kg

Les déchets ultimes contenus dans l'assemblage combustible usé sont constitués :



Fig. 8 : Entreposage des déchets HAVL vitrifiés à la Hague

- de « déchets de haute activité à vie longue » (HAVL) représentant les « cendres » de la combustion nucléaire;
- de « déchets de moyenne activité à vie longue », (MAVL) issus des composants de structure des assemblages (gaines et embouts).

Les déchets HAVL sont vitrifiés et insérés dans un conteneur en acier inoxydable. Les déchets MAVL sont compactés et conditionnés dans des conteneurs semblables à ceux des déchets vitrifiés.

Ces colis sont entreposés dans l'usine d'AREVA NC à La Hague dans des installations conçues à cet effet qui garantissent la protection des personnes contre les rayonnements radioactifs sur des durées séculaires. Ils sont surveillés et peuvent être repris pour faire l'objet d'une gestion ultérieure à long terme. La solution de référence, retenue par la loi du 28 juin 2006 pour la gestion à long terme de ces déchets, est le stockage réversible en couches géologiques profondes. La mise en service de ce stockage, sous réserve de son autorisation, est prévue en 2025.

Les quantités de déchets sont à mettre au regard des quantités d'énergie produites.

Ainsi, la production d'un TWhe qui représente la consommation domestique annuelle d'une ville de 500 000 habitants comme Bordeaux, génère :

- 0,4 m³ de déchets HAVL
- 0,5 m³ de déchets MAVL
- 16 m³ de déchets d'exploitation, dont 10 m³ à faible et moyenne activité et vie courte (filtres, résines échangeuses d'ions issus des traitements des circuits d'eau en exploitation) et 6 m³ à très faible activité (vêtements, outils, issus des opérations de maintenance).

1.2.3.2. Le recyclage

- Le recyclage de l'uranium recyclable issu du traitement (URT)

L'uranium récupéré à l'issue du traitement du combustible usé (URT) constitue environ 95% de la masse du combustible usé (hors composants de structure). Cet uranium a des caractéristiques comparables à celles de l'uranium naturel. Notamment, il contient encore une part significative d'U235 (de l'ordre de 0,8 à 0,9%), ce qui rend son recyclage possible après concentration de l'U235 par enrichissement. La présence de traces d'isotopes « non naturels » (U232 et U236) conduit à recourir à la technologie de l'ultracentrifugation qui permet d'effectuer cette opération dans un sous-ensemble particulier de l'installation. L'enrichissement de l'URT d'EDF est aujourd'hui effectué par Tenex sur le site de Seversk en Russie, dans le cadre d'accords contractuels permettant aussi bien l'enrichissement d'uranium naturel que d'URT.

Après son extraction du combustible usé, l'URT est d'abord oxydé sous une forme solide et stable puis entreposé sur le site de AREVA NC à Pierrelatte dans la Drôme pour constituer un stock « stratégique » de matière valorisable. Ce stock est aujourd'hui d'un peu plus de 13 000 tonnes (soit environ 2 ans de recyclage dans les 4 réacteurs de Cruas).

Le niveau de recyclage de l'URT dépend :

- i) de l'attractivité économique de la filière URT par rapport à la filière à l'uranium naturel ;
- ii) d'un arbitrage entre utilisation présente et future, notamment en termes de sécurité d'approvisionnement ;
- iii) des autorisations de fonctionnement des réacteurs avec du combustible à l'URT délivrées par l'Autorité de Sécurité de Nucléaire.

Les 4 réacteurs autorisés à recevoir du combustible à l'uranium recyclé sont aujourd'hui utilisés à cet effet (site de Cruas).

- Le recyclage du plutonium

Le plutonium récupéré à l'issue du traitement du combustible usé est mis en œuvre pour la fabrication d'assemblages combustible d'un autre type, dits MOX (Mélange d'Oxydes de plutonium et d'uranium appauvri). Le plutonium est intégralement recyclé « en ligne » aux délais techniques près (environ 3 ans). Pour cela, la quantité de combustible usé traitée annuellement est déterminée de telle sorte que l'ensemble du plutonium ainsi récupéré puisse être recyclé « en ligne » dans les réacteurs autorisés à cet effet.

Le combustible MOX est fabriqué par AREVA dans son usine MELOX à Marcoule.

Ceci constitue une autre utilisation possible de l'uranium appauvri puisqu'un combustible MOX contient aujourd'hui environ 8,5% de plutonium et 91,5% d'uranium appauvri. Il produit la même énergie qu'un combustible à l'uranium enrichi à 3,7% en uranium 235.

Aujourd'hui, 22 réacteurs sont autorisés à recevoir du MOX et EDF a engagé une démarche auprès de l'Autorité de Sécurité Nucléaire pour étendre cette autorisation à 24 réacteurs. Ces réacteurs peuvent contenir jusqu'à 30% de combustible MOX, le reste du combustible étant constitué d'assemblages combustible à l'uranium naturel enrichi.

2. MATIERES VALORISABLES ET DECHETS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE EDF

2.1. DECHETS VS MATIERES VALORISABLES

La loi de programme n°2006-739 du 28 juin 2006, relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs codifiée dans le Code de l'environnement, donne les définitions suivantes dans son article 5 :

- Une matière radioactive est une substance radioactive pour laquelle une utilisation ultérieure est prévue ou envisagée, le cas échéant après traitement-recyclage ;
- Les déchets radioactifs sont des substances radioactives pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue ou envisagée.

Par ailleurs, le Décret n°2008-357 du 16 avril 2008 relatif au Plan National de gestion des Matières et des Déchets Radioactifs (ou PNGMDR), créé par la loi de programme n°2006-739 du 28 juin 2006, relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, précise les points suivants en son article 13 :

« Les propriétaires de matières radioactives valorisables pour lesquelles les procédés de valorisation n'ont jamais été mis en œuvre remettent au plus tard le 31 décembre 2008, aux ministres chargés de l'énergie et de l'environnement, ainsi qu'à l'ANDRA, un bilan des études sur les procédés de valorisation qu'ils envisagent. Sur la base de ce bilan, les ministres, après avis de l'ANDRA et de l'Autorité de Sécurité Nucléaire, pourront requalifier ces matières en déchets dans la prochaine mise à jour du Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs. »

Cet exercice a été mené par EDF, AREVA et le CEA pour l'ensemble des matières du cycle du combustible. L'analyse transmise par EDF, AREVA et le CEA en 2008 dans la note « Revue des procédés de valorisation des matières radioactives présentes sur le sol français » conclut :

- « La pratique industrielle montre que l'uranium appauvri actuel (Uapp primaire) est une matière pour laquelle des procédés de valorisation sont mis en œuvre, soit après ré-enrichissement, comme alternative à l'extraction d'uranium naturel, soit comme constituant des combustibles MOX (pour plus de 90% en masse).» « A long terme enfin, les stocks d'Uapp secondaire, voire tertiaire pourront également être valorisés à grande échelle dans les réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération. Ces réacteurs brûlent en effet l'uranium 238. »
- « Compte tenu notamment des quantités de combustibles MOX usés déchargés du parc nucléaire français et des caractéristiques énergétiques du plutonium contenu, la gestion industrielle de référence de ces combustibles est le recyclage dans les réacteurs de 4ème génération. Dans cette perspective, le plutonium est actuellement 'concentré' dans les assemblages MOX usés »
- « Compte tenu de la nature des matières séparées à l'issue du traitement des combustibles à base d'URT, globalement voisine de celle des combustibles à l'uranium naturel enrichi mais avec toutefois des teneurs en plutonium 238 et uranium 236 et 232 plus élevées que pour ces combustibles, la gestion industrielle de référence des combustibles à base d'URT usés est le recyclage dans les réacteurs de 4ème génération, à l'instar des combustibles MOX. La logique consiste donc à utiliser les stocks de combustibles à base d'URT usés – selon la même démarche que pour les stocks de combustibles MOX – comme une réserve stratégique pour alimenter la future génération de réacteurs. »

- « Par la pratique industrielle, l'uranium de traitement est donc une matière couramment recyclée, avec une tendance à la hausse des quantités réutilisées, compte tenu de la pression sur les prix de l'uranium naturel auquel il se substitue. » « A plus long terme, l'usage de l'uranium de traitement apparaît aussi intéressant pour le combustible des réacteurs à neutrons rapides de 4^{ème} génération, comme support au plutonium. L'enrichissement résiduel peut permettre d'économiser du plutonium. »

L'avis n° 2009-AV-0075 de l'Autorité de Sécurité Nucléaire sur les études remises par EDF, AREVA et le CEA en application du décret n°2008-357 du 16 avril 2008 fournit l'appréciation suivante « Etudes sur les procédés de valorisation des matières radioactives sans emploi actuel (étude conjointe EDF-AREVA-CEA et étude de la société RHODIA) : l'ASN considère que le retour d'expérience disponible confirme le caractère valorisable des matières produites par la filière 'uranium' et la filière 'plutonium' ; par ailleurs, l'ASN constate aujourd'hui qu'il n'existe pas de filière opérationnelle de valorisation des matières thorifères et émet de fortes réserves quant au développement à court ou moyen terme d'une telle filière dont l'intérêt industriel, par rapport aux filières dont la maîtrise technique est beaucoup plus avancée, reste à démontrer» (cf Avis ASN n° 2009 – AV-0075, p 8/28 et annexe 3 - <http://www ASN.fr/index.php/content/download/21971/120177/file/2009-AV-0075.pdf>) « Cet avis vaut en particulier pour l'uranium appauvri issu du procédé d'enrichissement. »

Le cycle du combustible actuel n'est pas concerné par les matières thorifères.

En résumé, il est donc possible de distinguer dans le cycle du combustible trois catégories de substances radioactives : les déchets, les matières recyclables dans le cycle actuel et les matières recyclables dans le cycle associé aux réacteurs de 4^{ème} génération :

- Les déchets sont les déchets HAVL et MAVL décrits au § 1.2.3.1, ainsi que les déchets de procédé des installations de traitement du combustible usé et de fabrication du combustible MOX ;
- Le plutonium et l'URT récupérés après traitement des combustibles usés à base d'uranium naturel sont des matières recyclables dans le cycle du combustible actuel, ainsi que l'uranium appauvri avec un contenu suffisant en uranium 235 ;
- Le plutonium et l'URT qui seront récupérés après traitement des combustibles usés à base de plutonium (MOX) et d'URT sont des matières recyclables dans le cycle du combustible des réacteurs de 4^{ème} génération, ainsi que l'uranium appauvri contenant essentiellement de l'uranium 238.

Il faut signaler que le maintien de la disponibilité de ces dernières matières est indispensable pour garantir le démarrage des réacteurs de 4^{ème} génération et leur alimentation sur la durée, dans une optique d'utilisation rationnelle des ressources naturelles extraites.

2.2. HISTORIQUE DES FLUX DE DECHETS ISSUS DU COMBUSTIBLE D'EDF DEPUIS 1994

La chronique ci-après présente les flux de déchets ultimes engagés entre 1994 et 2008 par la production nucléaire française. Ces flux ont été estimés en appliquant aux tonnes de combustible usé déchargées annuellement des ratios moyens caractéristiques des procédés de compactage des structures métalliques des assemblages et de vitrification des déchets HAVL lors du traitement à La Hague.

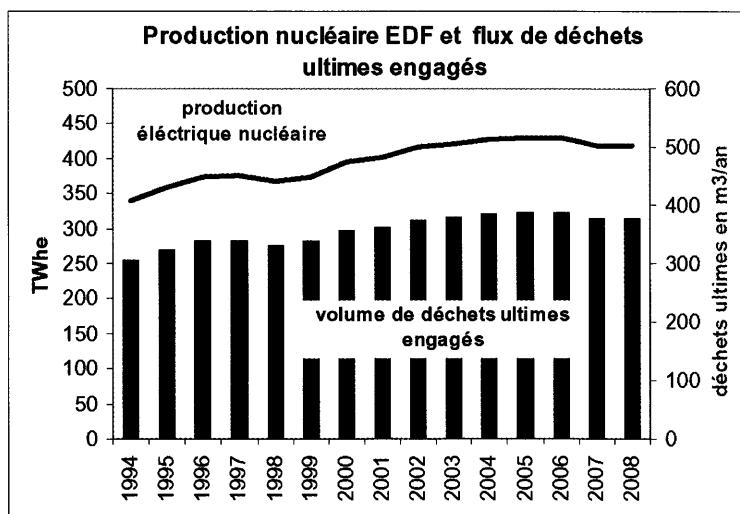


Fig 9 : Historique des flux de déchets HAVL et MAVL depuis 1994

Le volume des déchets ultimes effectivement conditionnés à la Hague sur cette période est inférieur à ces valeurs, dans la mesure où le niveau de traitement annuel, déterminé par les capacités de recyclage du plutonium dans les réacteurs d'EDF, a été historiquement inférieur au volume annuel de combustibles déchargés des réacteurs. Néanmoins, c'est bien le volume de déchets engagés qui est représentatif de la production de déchets associée à un niveau de production nucléaire donné.

2.3. HISTORIQUE DES FLUX D'URANIUM APPAUVRI RESULTANT DE L'ENRICHISSEMENT POUR LES BESOINS D'EDF DEPUIS 1994

L'uranium appauvri devient propriété de l'enrichisseur au moment de la livraison de l'uranium enrichi à EDF et seul ce dernier en connaît la quantité précise, en fonction des réglages de son procédé.

Les quantités mentionnées ci-dessous sont évaluées sur la base des notifications contractuelles réalisées par EDF.

- **Tonnages d'uranium appauvri issu de l'enrichissement d'uranium naturel**

		Pays / Enrichisseurs					
		Etats-Unis		Europe		Russie	
Année	Total	DOE	USEC	EURODIF	URENCO	TENEX via COGEMA	TENEX
1994	7 400	200	0	6 600	0	600	0
1995	6 400	200	0	6 000	100	200	0
1996	7 900	100	0	6 300	900	600	0
1997	6 400	100	0	5 100	600	500	0
1998	5 300	100	0	4 100	600	500	0
1999	6 700	100	0	5 200	600	700	0
2000	6 400	0	0	5 100	600	700	0
2001	5 800	0	0	5 500	300	0	0
2002	6 200	0	0	5 900	300	0	0
2003	7 500	0	0	7 200	300	0	0
2004	8 500	0	0	8 200	300	0	0
2005	8 000	0	0	7 000	600	400	0
2006	6 900	0	0	4 900	500	100	1 300
2007	8 100	0	700	5 300	600	100	1 400
2008	7 300	0	500	4 200	1 100	100	1 400
Total	104 800	800	1 200	86 600	7 400	4 500	4 100
Total par zone géographique		2 000		94 000		8 600	

Tab. 2 : Estimation des tonnages d'uranium appauvri générés par l'enrichissement du combustible destiné au parc EDF depuis 1994 – N.B. La mention TENEX via COGEMA fait référence à un contrat historique passé par EDF à COGEMA (repris par AREVA) et sous-traité par cette dernière à TENEX.

Une partie de ces quantités d'uranium appauvri à déjà été ré-utilisé par ré-enrichissement ou utilisation dans les assemblages MOX (pour un total de 1250 tonnes entre 1994 et 2009, cf. tableau 7 ci-dessous).

Année	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001
Masse (tonne)	50	50	50	100	100	100	100	100

Année	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
Masse (tonne)	100	100	100	100	100	100	100	100

Tab. 3 : Tonnages d'uranium appauvri utilisés dans la fabrication d'assemblages MOX d'EDF

- Tonnages d'uranium appauvri issu de l'enrichissement d'URT

Année	Pays Bas URENCO	Russie TENEX	Russie TENEX via COGEMA
1994	100		250
1995			150
1996			250
1997			200
1998			200
1999			50
2000			
2001			
2002			
2003			
2004			100
2005	200		100
2006	150		
2007		250	
2008		300	
TOTAUX	450	550	1 300
	Europe	Russie	
	450	1 850	
		2 300	

Tab. 4 : Estimation des tonnages d'uranium appauvri issu de l'enrichissement d'URT pour le parc EDF depuis 1994

2.4. LES FLUX DE COMBUSTIBLES USES MOX ET A BASE D'URT DEPUIS 1994

- Les combustibles usés à base d'URT

Année	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001
Masse (tonne)	0	0	0	0	0	0	0	30

Année	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	Total
Masse (tonne)	40	70	20	20	30	0	10	220

Tab. 5 : Flux entre les centrales EDF et La Hague de combustibles usés à base d'URT

- **Les combustibles usés à base de MOX**

Année	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001
Masse (tonne)	0	0	0	50	50	50	50	50

Année	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	Total
Masse (tonne)	100	100	100	50	100	100	100	900

Tab. 6 : Flux entre les centrales EDF et La Hague de combustibles usés MOX

3. SOURCES ET FLUX D'APPROVISIONNEMENT

3.1. LA DIVERSIFICATION AU SERVICE DE LA SECURITE DES APPROVISIONNEMENTS

La sécurité des approvisionnements en combustible du parc de réacteur d'EDF requiert un accès, diversifié à l'échelle mondiale, à l'uranium et aux services de transformation associés :

- La France et plus généralement l'Europe ne disposent pas de ressources significatives en uranium naturel ;
- La conversion peut être réalisée par 4 industriels disposant de 6 usines, avec une majorité des capacités installées hors de l'Union Européenne : Comurhex (une usine en France), Cameco (une usine au Canada et une usine au Royaume-Uni), Converdyn (une usine aux USA), Tenex (deux usines en Russie) ;
- L'enrichissement peut être réalisé par 4 industriels disposant de 10 usines : Areva/Eurodif (une usine en France), Urenco (3 usines en Europe, une usine aux USA), Usec (une usine aux USA), 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 licenciés par l'ASN pour recharger les réacteurs d'EDF en France. La fabrication des assemblages pour EDF est réalisée dans les usines européennes d'Areva (France (toutes opérations), Belgique (pastillage – crayonnage – assemblage), Allemagne (toutes opérations)) et de Westinghouse (Suède (toutes opérations), Grande-Bretagne (dé-conversion) – Espagne (pastillage – crayonnage – assemblage)).

Pour assurer sa sécurité d'approvisionnement, EDF a ainsi construit progressivement des filières d'approvisionnement cohérentes entre ses réacteurs et les grandes régions minières (Canada, Kazakhstan, Australie, Afrique, en premier lieu).

Il en résulte, entre différents fournisseurs et différents pays, des flux d'uranium sous ses différentes formes successives, qui représentent un peu moins de 15% des flux mondiaux. Ces flux sont illustrés ci-après sur la base des échanges ayant eu cours en 2008.

Les transports de matières nucléaires sont encadrés par les réglementations nationales ou internationales reprenant les recommandations émanant de l'ONU (Agence Internationale pour l'Energie Atomique et Organisation Maritime Internationale).

Cette réglementation définit par exemple :

- les spécifications des emballages par type de matière transportée,
- les équipements des navires,
- l'organisation et le suivi des transports.

L'application de la réglementation par les opérateurs est contrôlée par les autorités de chaque pays, par exemple :

- en France ce contrôle est effectué par l'ASN avec l'appui technique de l'I.R.S.N./D.S.U. (Direction de la Sûreté des Usines, des laboratoires, des transports et des déchets de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire).
- en Russie, par exemple, ce contrôle est effectué par Rostechsnadzor.

3.2. LES FLUX 2008 ENTRE LES DIFFERENTES ETAPES D'APPROVISIONNEMENT

- 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		1 830
	Ouzbekistan	270	0	670
	Stock URT (Pierrelatte)			615
	USA	250	0	250
	Afrique du sud	220		220
	Rep. Tcheque	40		40
	Namibie	100		100
Total		6 220	460	2 015
				8 695

Tab. 7 : Flux 2008 de concentrés d'uranium pour l'approvisionnement du parc EDF

- 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)		3700	1800	5500
	Converdyn (USA)			400	400
	Tenex (Russie)	2215			2215
	Areva / HEU (USA)		600		600
Total		2215	4300	1800	8715

Tab. 8 : Flux 2008 d'uranium converti pour l'approvisionnement du parc EDF

- 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	Eurodif + Stock (France)		200	600	30	910
	Tenex (Russie)	50		130		180
	Urenco (NL, GB, D)	120				0
	USEC (USA)				50	50
Total			200	730	30	180
						1140

Tab. 9 : Flux 2008 d'uranium enrichi pour l'approvisionnement du parc EDF

4.

ACTIONS REALISEES PAR EDF POUR FAVORISER L'INFORMATION

Les activités d'EDF liées à la mise en œuvre du cycle de son combustible nucléaire sont réalisées en complète conformité avec la réglementation française et internationale en vigueur, qui comprend notamment :

- la Loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, dite Loi « TSN » (n°2006-686 du 13 juin 2006) ;
- la Loi de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (n°2006-739 du 28 juin 2006) ;
- le Traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique (Euratom) du 25 mars 1957.

Les activités d'EDF, exploitant nucléaire, sont soumises au contrôle de l'Autorité de Sécurité Nucléaire (ASN) dont les avis sont rendus publics.

4.1. INFORMATIONS FOURNIES LORS DE LA PASSATION DE CONTRATS

En application du chapitre 6 Traité Euratom, EDF transmet à l'Agence d'approvisionnement Euratom toutes les informations relatives aux contrats que l'entreprise entend passer en matière d'approvisionnement en uranium ou en service de transformation d'uranium (conversion – enrichissement).

L'Agence agrée les contrats après s'être assurée qu'ils sont conformes à la politique européenne d'approvisionnement en combustible nucléaire, notamment pour ce qui concerne la sécurité d'approvisionnement de l'UE. L'Agence s'assure également que les clauses de « safeguards » de l'AIEA (utilisation pacifique) sont bien incluses dans les contrats³.

EDF informe le Comité Technique Euratom (services du Premier Ministre) des échanges avec l'Agence Euratom.

4.2. INFORMATIONS FOURNIES LORS DES IMPORTS / EXPORTS

Pour tout mouvement d'exportation de matière nucléaire, EDF obtient une licence d'exportation auprès du SETICE (administration des douanes françaises). Il y est notamment fait mention de la nature et des volumes des matières exportées, ainsi que du numéro de contrat et de l'accord de l'Agence Euratom.

Au moment du mouvement, EDF via son transitaire fait une déclaration d'exportation auprès du service des douanes du lieu d'expédition. Cette déclaration comporte la nature et les quantités de matières exportées ainsi que le numéro de la licence d'exportation.

Pour tout mouvement d'importation de matière nucléaire de sa responsabilité, EDF fait via son transitaire une déclaration d'importation auprès du service des douanes du lieu d'importation. Il est fait mention de la nature et des volumes des matières importées.

L'ensemble des informations sur les transferts aux frontières françaises de matières nucléaires est disponible en ligne sur Internet sur le site des douanes.

The screenshot shows a web interface for 'PRODOUNES - La Douane au service des professionnels'. The main page displays 'STATISTIQUES PRODUITS EN NCS' (Statistical products in NCS) for the year 2008. A search bar at the top is set to 'N° Article : 2004200'. Below it, a table lists various countries and their uranium imports and exports in kilograms (kg). The table includes columns for 'TOTAL', 'PNU', 'Russia', 'CIS', 'Allemagne', 'USA', 'NED', 'Pays-Bas', 'OPE', and 'France'. The data shows significant volumes for Russia and France, particularly in the 'Uranium enriched in U235 and its compounds' category. A note at the bottom left indicates that data is from 2008.

	01/2008	02/2008	03/2008	04/2008	05/2008	06/2008	07/2008	08/2008	09/2008	10/2008	11/2008	12/2008	01/2009	02/2009	03/2009	04/2009	05/2009	06/2009	07/2009	08/2009	09/2009
TOTAL	3 141 316	5 142 112	3 069 569	8 396 070	8 396 476	8 396 042	8 241 420	2 233 992	2 085 355	3 165 042	3 165 439	1 405 928	1 005 735	1 405 928	1 005 735	1 405 928	1 005 735	1 405 928	1 005 735		
PNU - Russie	0	0	0	2 114 066	2 114 066	2 114 066	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
CIS	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
Allemagne	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
USA	26	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
NED	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0			
Pays-Bas	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0			
OPE	1 328 373	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0			
France	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0			

Fig 10 : Ecran du site prodou@nes.gouv.fr - les informations de quantités sont données en kg d'U235

³ Les services de la Commission Européenne contrôlent pour le compte de l'AIEA les détenteurs de matières nucléaires sur le territoire de l'UE et lors des transports pour s'assurer que ces substances ne peuvent être détournées des usages pour lesquels les utilisateurs ont déclaré les destiner.

4.3. ECHANGES ORGANISES SOUS LE PILOTAGE DE L'ASN

EDF est l'architecte-ensemblier du dossier « Impact Cycle » transmis périodiquement pour instruction à l'ASN. Ce dossier, qui rassemble également les contributions d'AREVA et de l'ANDRA pour leurs installations, vise notamment à permettre à l'ASN d'appréhender de manière prospective, sur une période d'environ dix ans, la maîtrise des flux et stocks de matières, de combustibles et de déchets et les éventuelles évolutions ou contraintes qu'il conviendrait d'anticiper au niveau des installations ou des transports (lettre ASN DEP-DIT/0188/2009 du 23 mars 2009). Ce dossier est soumis à l'expertise de l'IRSN puis des Groupes Permanents d'experts placés auprès de l'ASN. Les membres de ces groupes sont des experts nommés en raison de leur compétence et issus des milieux universitaires, associatifs, de l'IRSN et des industriels concernés par les sujets traités.

Dans le cadre de la Loi du 28 juin 2006, EDF contribue activement au PNGMDR dont l'objet est de :

- dresser le bilan des modes de gestion existants des matières et déchets radioactifs ;
- recenser les besoins d'installations de stockage et d'entreposage ;
- préciser les capacités nécessaires pour ces installations et les durées d'entreposage.
- organiser la mise en œuvre des recherches et études sur les matières et déchets qui ne font pas encore l'objet d'un mode de gestion définitif.

Les informations transmises par EDF dans ce cadre sont analysées par un groupe de travail pluraliste composé notamment de représentants des pouvoirs publics et d'associations de protection de l'environnement. Ce groupe de travail est placé sous l'égide de l'ASN et de la DGEC.

4.4. ECHANGES AVEC DIVERSES PARTIES PRENANTES AU SEIN D'EDF

Les stratégies d'approvisionnement en combustible et de gestion du cycle du combustible nucléaire sont périodiquement présentées au Comité de la Stratégie du Conseil d'Administration d'EDF.

Par ailleurs, EDF s'est doté d'un Conseil de l'Environnement regroupant un ensemble varié de personnalités extérieures reconnues pour leur expertise ou leur intérêt pour les questions environnementales⁴. Le Conseil de l'Environnement du Groupe EDF est consulté par l'entreprise sur sa stratégie, ses actions et ses résultats en matière d'environnement. Il apporte à l'Entreprise une vision extérieure et une approche pluridisciplinaire sur les dossiers à enjeux forts qui lui sont soumis. Une réunion récente sur la gestion des déchets radioactifs a par exemple eu pour objet de tenter d'identifier les compléments éventuels en matière d'information qu'EDF devrait apporter avec les autres acteurs impliqués sur le sujet, d'appréhender les verrous qui conduisent à certaines incompréhensions et d'explorer les pistes de dialogue, notamment en réexaminant les leçons du débat public de 2005.

4.5. ECHANGES DIRECTS AVEC LE PUBLIC

EDF s'est fortement impliqué dans le débat public sur la gestion des déchets radioactifs, qui avait été commandité en 2005 par le Gouvernement en préparation de la Loi de 2006. Ce débat public s'inscrivait dans le cadre de la loi du 27 février 2002, relative à la démocratie de proximité, avec comme objectif de permettre l'information et l'expression de toutes les parties concernées (maître d'ouvrage, pouvoirs publics, élus, associations, experts, riverains, grand public, etc.) pendant la phase d'élaboration du projet, c'est-à-dire à un moment où il est encore possible de le modifier voire de l'abandonner. L'action d'EDF dans ce débat public a consisté à i) informer sur la réalité industrielle de sa gestion des déchets ii) expliquer les responsabilités qu'EDF assume au plan industriel et financier iii) apporter sa vision sur les enjeux et les décisions de demain. D'un point de vue de l'information de toutes les parties concernées, le bilan du débat public s'est concrétisé par 13 réunions, 70 heures de débat, 3000 personnes présentes aux débats, 500 questions posées lors des débats sur le site web, 54.000 visiteurs à l'exposition de la Cité des Sciences, 23.000 visites du site WEB, 600.000 dossiers du débat distribués, 350 retombées presse. A la suite du débat, les conclusions ont été présentées à l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques en janvier 2006 (OPECST).

Au niveau local, de nombreuses informations sont échangées au sein des CLI (Commissions Locales d'Information). L'article 22 de la loi TSN prévoit la création d'une CLI auprès de chaque Installation Nucléaire de Base. La loi TSN définit la mission des CLI comme une mission générale de suivi, d'information et de concertation en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'impact des activités nucléaires sur les personnes et l'environnement pour ce qui concerne les installations du site. La loi TSN donne aussi la liste des différentes catégories de membres qui la composent : représentants des conseils généraux, des conseils municipaux ou des assemblées délibérantes des groupements de communes et des conseils régionaux intéressés, membres du Parlement élus dans le département, représentants d'associations de protection de l'environnement, des intérêts économiques et d'organisations syndicales de salariés représentatives et des professions médicales, ainsi que personnalités qualifiées. Les représentants des services de l'État, dont l'ASN, et ceux de l'exploitant participent de plein droit avec voix consultative aux travaux de la CLI.

⁴ Le Conseil de l'Environnement d'EDF est aujourd'hui présidé par Jean Jouzel, directeur de recherches à l'Institut Simon Laplace.

5.

PROPOSITIONS D'AMELIORATION DE L'INFORMATION

Pour améliorer l'information du public sur le cycle du combustible nucléaire et la gestion des déchets radioactifs, EDF suggère deux pistes qui ont émergé des échanges organisés au sein de son Conseil de l'Environnement (cf. § 4.4).

En premier lieu, un certain nombre de membres du Conseil ont souligné le contraste qui existait aujourd'hui entre le caractère techniquement complexe des questions relatives au combustible nucléaire et aux déchets radioactifs d'une part, et un déficit de formation de base du public en matière de sciences et techniques nucléaires d'autre part. Une meilleure prise en compte de ce domaine de compétence dans le cursus d'enseignement général serait certainement de nature à permettre à un public plus large d'objectiver les questions soulevées et de mieux exercer son propre jugement critique sur les informations émises par les différentes sources.

En second lieu, il apparaît nécessaire de s'interroger sur le mode de production de l'information à destination du public. En effet, les initiatives des industriels pour « communiquer » ou émettre unilatéralement des informations via différents supports (plaquettes, sites internet, ...) n'apparaissent pas très concluantes au final. Le public, peu formé et mal à l'aise sur ces questions, doute de la sincérité des informations fournies. Le débat public de 2005 a en revanche montré que cette forme d'échange avec le public présentait des avantages indéniables. En effet, en organisant dans un même temps la production de l'information et sa critique contradictoire, la forme du débat permet à cette information de rencontrer un bien plus grand crédit. Il est également apparu que la récurrence des « petits » débats permettait de mieux capitaliser les progrès dans la compréhension collective, qu'un événement particulier sans suite quelle que soit son importance et son retentissement sur l'instant.

On pourrait ainsi imaginer l'organisation d'un débat annuel, par exemple à la Cité des Sciences, qui suivrait une conférence de presse au cours de laquelle seraient exposées les faits marquants du rapport de la Commission Nationale d'Evaluation des recherches sur la gestion des déchets radioactifs, ainsi que l'avancement plus général du Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs. Un tel débat pourrait permettre aux différentes parties prenantes, pouvoirs publics, chercheurs, associations, industriels, de réagir, face au public et à la presse, aux éléments exposés lors de la conférence de presse, tout en confrontant leurs points de vue sur les acquis et les perspectives dans les domaines du cycle du combustible et de la gestion des déchets.



Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire

Paris, le 20 octobre 2009

Le Président

Monsieur l'Administrateur Général
Bâtiment siège - Centre de Saclay
91191 Gif-sur-Yvette Cedex

SN/SN/2009-012

Objet : Transparence associée au cycle du combustible nucléaire

Monsieur l'Administrateur Général,

Par lettre du 16 octobre 2009, le ministre d'Etat, Jean-Louis BORLOO a saisi le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire. Dans cette saisine, il indique : « *La transparence de la filière nucléaire constitue un impératif absolu. Cette transparence doit concerner le fonctionnement des installations nucléaires. Elle doit également concerner les informations communiquées à nos concitoyens sur la filière nucléaire et la gestion des matières et des déchets nucléaires produits aux différents stades du cycle du combustible.*

La gestion de certaines matières comme l'uranium de retraitement et l'uranium appauvri a récemment suscité un débat. J'apprécierais donc de pouvoir recueillir l'avis du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire à ce propos. »

Le Haut comité devra rendre son avis sous 3 mois. Pour répondre à cette saisine, le Haut comité tiendra une réunion extraordinaire le 20 novembre 2009. D'ici là, je vous demande de bien vouloir m'adresser pour le 12 novembre 2009 un état des lieux présentant :

- les différentes étapes du cycle du combustible auxquelles votre entreprise est associée (soit de manière directe, soit dans le cadre d'opérations que vous sous-traitez) ;
- les flux annuels de matières et de déchets produits aux différentes étapes qui vous concernent, ainsi qu'une reconstitution historique de ces flux ;
- le devenir des matières et des déchets produits (pour les matières, en l'absence de filière opérationnelle, il sera précisé la perspective envisagée pour ces filières de valorisation, ainsi que les mesures d'entreposage prises dans l'attente de leur valorisation).

Ce document présentera également les flux annuels de substances radioactives qui quittent le territoire national ainsi que le devenir précis de ces matières : retour en France après traitement, cession sous conditions...

Je vous serais également reconnaissant de bien vouloir exposer, pour l'ensemble des étapes qui vous concernent, les quantités de matières (flux annuels et reconstitution historique des flux concernés) qui ne peuvent aujourd'hui pas réintégrer le cycle du combustible (le cas des matières qui sont potentiellement valorisables sera traité en précisant les pré-requis nécessaires à leur valorisation, ainsi que les perspectives de valorisation associées). Les difficultés technologiques qui empêcheraient un recyclage « infini » seront également présentées dans ce document.

Vous présenterez également les actions réalisées par votre entreprise en faveur d'une information objective sur le cycle du combustible en indiquant la nature de ces informations, les cibles qu'elles concernent...

Enfin, j'apprécierais de pouvoir recueillir toute proposition de votre part qui serait de nature à améliorer l'information de nos concitoyens afin d'améliorer la transparence dans ce domaine.

Je vous serais reconnaissant de bien vouloir venir présenter l'ensemble de ces éléments lors de la réunion du 20 novembre 2009 du Haut comité.

Je vous prie d'agréer, Monsieur l'Administrateur Général, l'expression de mes salutations distinguées.

A handwritten signature in black ink, appearing to read "REVOL".

Henri REVOL



Monsieur Henri REVOL
Haut Comité pour la Transparence et
l'Information sur la Sécurité Nucléaire
C/O DGPR
La Grande Arche Paroi Nord
92055 LA DEFENSE CEDEX

Saclay, le 10 novembre 2009

V/Réf. : Lettre SN/SN/2009-012 du 20 octobre 2009

N/Réf. :

Objet : Transparence associée au cycle du combustible nucléaire

Monsieur le Président,

Dans le cadre de la saisine du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire, relative à la transparence et l'information associées au cycle du combustible, vous me demandez de vous adresser un état des lieux présentant :

- les différentes étapes du cycle du combustible auxquelles le CEA est associé,
- les flux annuels de matières et de déchets produits à ces différentes étapes,
- le devenir des matières et déchets produits.

Vous souhaitez également connaître les flux annuels de substances radioactives qui quittent le territoire national par le fait des activités du CEA, ainsi que le devenir de ces matières.

A cette fin, il convient de rappeler que le CEA utilise des matières nucléaires pour la réalisation des actions R&D de ses activités civiles, comme le précise le schéma ci-dessous, dans les différents domaines suivants :

- la fabrication, en petite quantité, de combustibles à base d'uranium et/ou de plutonium (au LEFCA et LABO UO₂ de Cadarache) afin de valider la conception des cœurs des réacteurs de nouvelle génération,
- l'approvisionnement des cœurs nourriciers des réacteurs d'irradiation ou d'études de sûreté (OSIRIS, ORPHEE et le RJH dans le futur, CABRI), installations nécessaires aux études de comportement sous irradiation, en conditions de fonctionnement normales ou accidentielles, des matériaux et des combustibles neufs ou irradiés des différentes filières ainsi que des maquettes critiques (ISIS, MINERVE, EOLE, MASURCA), pour les études neutroniques des cœurs de réacteurs.
- les examens après irradiation, dans les « Laboratoires Chauds » - LECI et LECA - STAR, des combustibles irradiés au CEA ou dans d'autres réacteurs expérimentaux ou de puissance,
- la qualification, à ATALANTE, des procédés de séparation et de traitement des combustibles irradiés, action menée notamment dans le cadre des études demandées par la loi de programme n°2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (article 3).

Les quantités et flux engagés sont détaillés dans les annexes à ce courrier. Il est à noter la grande diversité de situations relatives à ces matières nucléaires pour lesquelles nous suivons l'inventaire conformément aux obligations légales et réglementaires.

Les flux annuels de matières utilisées et déchets produits par ces installations de recherche sont présentés en Annexes 1 et 2.

Par ailleurs, conformément à l'article 20 de la loi sus - citée, le CEA a pris en compte la gestion des combustibles usés et déchets radioactifs produits par la R&D pour l'évaluation de ses charges financières à terminaison, comme indiqué dans le tableau de l'Annexe 3 : les combustibles Phénix, les combustibles Aluminures et les combustibles OSIRIS- Siliciures sont traitables dans les usines de la Hague ; pour les combustibles OSIRIS-Oxydes, les combustibles UNGG et Eau Lourde ainsi que pour les combustibles expérimentaux, la solution de référence retenue est le stockage géologique.

Pour ce qui concerne l'identification des flux de substances radioactives qui quittent le territoire national, le CEA, en tant qu'exploitant d'installations de traitement et de recherche, met annuellement à la disposition des autorités les informations relatives aux opérations de transfert de combustibles et déchets radioactifs entre la France et l'étranger (conformément à l'article 8 de la loi du 28 juin 2006). Ces informations font l'objet de l'annexe 4.

Il est à noter dans ce cadre, qu'est prévu en 2010 le retour en Allemagne de combustibles KNK-II de propriété allemande, après regroupement à Cadarache avec des combustibles en provenance de MOL en Belgique.

Pour ce qui concerne votre demande sur les actions réalisées en faveur d'une information sur ces sujets, le CEA met à la disposition du public les rapports annuels « Transparence et sécurité nucléaire » établis par chaque centre en application de l'article 21 de la loi du 13 juin 2006. Toutes les activités des installations citées dans ce document figurent dans ces rapports. Ces derniers, dans un objectif d'une meilleure lisibilité, bénéficient d'une présentation et d'un plan identiques.

Le CEA publie également une synthèse annuelle de sa gestion des déchets dans son bilan de maîtrise des risques. La présentation de ce bilan fait l'objet d'une conférence de presse.

Ces publications, communiquées aux différentes CLI et CI, sont téléchargeables sur les différents sites internet du CEA.

Elles sont complétées par une diffusion « grand public » sur le site internet du CEA (jeunes, enseignants, presse, ...) de toutes ses publications telles que les « défis du CEA », « clefs du CEA », des livrets pédagogiques, ainsi que des contenus multimédias sous forme d'animations, de vidéos, et d'interviews permettant de faire connaître les résultats de ses recherches ou d'expliquer pédagogiquement le contenu de ses activités.

En particulier sur le thème du cycle du combustible, le public peut accéder aujourd'hui, via le site internet du CEA, aux publications suivantes, pour ne citer que les plus récentes :

- numéro de mars 2008 du magazine "les défis du CEA", titre : "Uranium quelles ressources pour demain ? "
- numéro 53 du magazine "clefs CEA", titre :" Déchets radioactifs, des solutions en progrès continu", contenant un chapitre sur le cycle du combustible

Dans l'espace "Jeunes" du site internet du CEA on peut accéder à une animation pédagogique "de l'uranium à l'énergie nucléaire". Dans ce même espace jeune, le thème "énergie nucléaire" contient un dossier thématique "Le cycle du combustible".

Un élément complémentaire important de cette politique d'information qui se veut accessible au plus grand nombre est le Visiatome, lieu interactif de découverte et d'information sur les enjeux énergétiques d'aujourd'hui, l'énergie nucléaire, la radioactivité et ses effets sur l'homme et l'environnement, et sur le devenir les déchets radioactifs. Situé à Marcoule dans le Gard, le Visiatome propose des activités de découverte scientifique et ludique pour tous publics. Il reçoit plusieurs milliers de visiteurs par an

Enfin, dans l'objectif d'améliorer la communication au plan national, le CEA participe activement, au sein du GT "site internet" du HCTISN, à la réflexion collective pour définir les meilleures pistes de solution.

Je reste à votre disposition pour toute information complémentaire et vous prie d'agréer, Monsieur le Président, l'expression de ma considération distinguée.

Bernard BIGOT

ANNEXE 1

Flux de matières combustibles dans les Laboratoires Chauds d'expérimentation du CEA/DEN

Processus

Les Laboratoires Chauds de la Direction de l'Energie Nucléaire destinés à la Recherche et Développement accueillent pour les besoins de la R&D qu'ils mènent de la matière combustible ou des éléments combustibles nucléaires pour différents objectifs :

- fabrication et caractérisation de combustibles expérimentaux (neufs ou irradiés)
- fabrication, à partir d'éléments combustibles irradiés, d'échantillons combustibles destinés à l'expérimentation en réacteur (crayons FABRICE)
- examens post irradiations (caractérisations mécaniques, microstructurales, thermiques...),
- études ou qualifications de procédés de traitement des combustibles irradiés.

Cette matière combustible est essentiellement de l'UO₂ enrichi ou du MOX sous différentes formes physiques (poudre, crayons, plaques) irradié ou non. Les éléments combustibles irradiés reçus par les laboratoires sont des crayons ou des plaques en provenance de réacteurs de puissance de compagnies d'électricité ou de réacteurs de recherche du CEA ou d'autres organismes de recherche.

Le point d'entrée de la matière irradiée est le laboratoire STAR ; par année, il y rentre une dizaine de crayons combustibles irradiés en centrale. STAR est également le laboratoire de reconditionnement des crayons stockés dans l'installation PEGASE avant leur entreposage dans l'installation CASCAD.

En général la propriété de la matière combustible servant aux programmes de R&D du CEA est rétrocédée au CEA qui se charge de son devenir.

Suite aux opérations de caractérisation ou de traitement réalisées dans les cellules chaudes, la matière combustible restante est :

- soit retournée vers un réacteur ou un autre laboratoire chaud, s'il s'agit de re-fabrication d'un élément pour des essais expérimentaux ;
- soit conservée dans l'installation en attendant que les conditions de son transfert vers une installation de stockage ou de traitement soient atteintes ;
- soit traitée ou conditionnée en vue d'un stockage définitif.

Les laboratoires de R&D concernés par ce processus sont les suivants :

- **LECA** (Laboratoire d'Etude des Combustibles Avancés) - CEA Cadarache : en charge des études physiques sur les combustibles irradiés et la fabrication d'éléments pour l'expérimentation en réacteur de Recherche (OSIRIS, CABRI...)
- **STAR** - CEA Cadarache : en charge de la réception des crayons et éléments combustibles irradiés, du reconditionnement de combustibles anciens (UNGG) et de métrologie non destructive sur les éléments combustibles.
- **ATALANTE** - CEA Marcoule : en charge du développement des procédés de séparation et traitement du combustible irradié.
- **LECI** (Laboratoire d'Etude des Combustibles Irradiés) - CEA Saclay : en charge des études sur les matériaux irradiés et sur les combustibles irradiés en complément au LECA
- **LEFCA** (laboratoire d'Etudes et de Fabrication des Combustibles Avancés) - CEA Cadarache : en charge du développement des procédés de fabrication d'éléments combustibles notamment MOX ou contenant des actinides mineurs
- **LaboUO₂** - CEA Cadarache : en charge du développement de procédés de fabrication d'éléments combustibles UO₂
- **Hall HEC G1** (Hall Essais Cycle - laboratoire en Uranium) - CEA Marcoule en charge de la qualification technologique des procédés pour le recyclage intégral des systèmes du futur,

Les installations comme le LECA et le LEFCA entreposent une partie de la matière nucléaire qu'elles reçoivent en prévision des programmes de R&D ou d'analyse futurs, non encore définis, auxquels ces matières pourront contribuer.

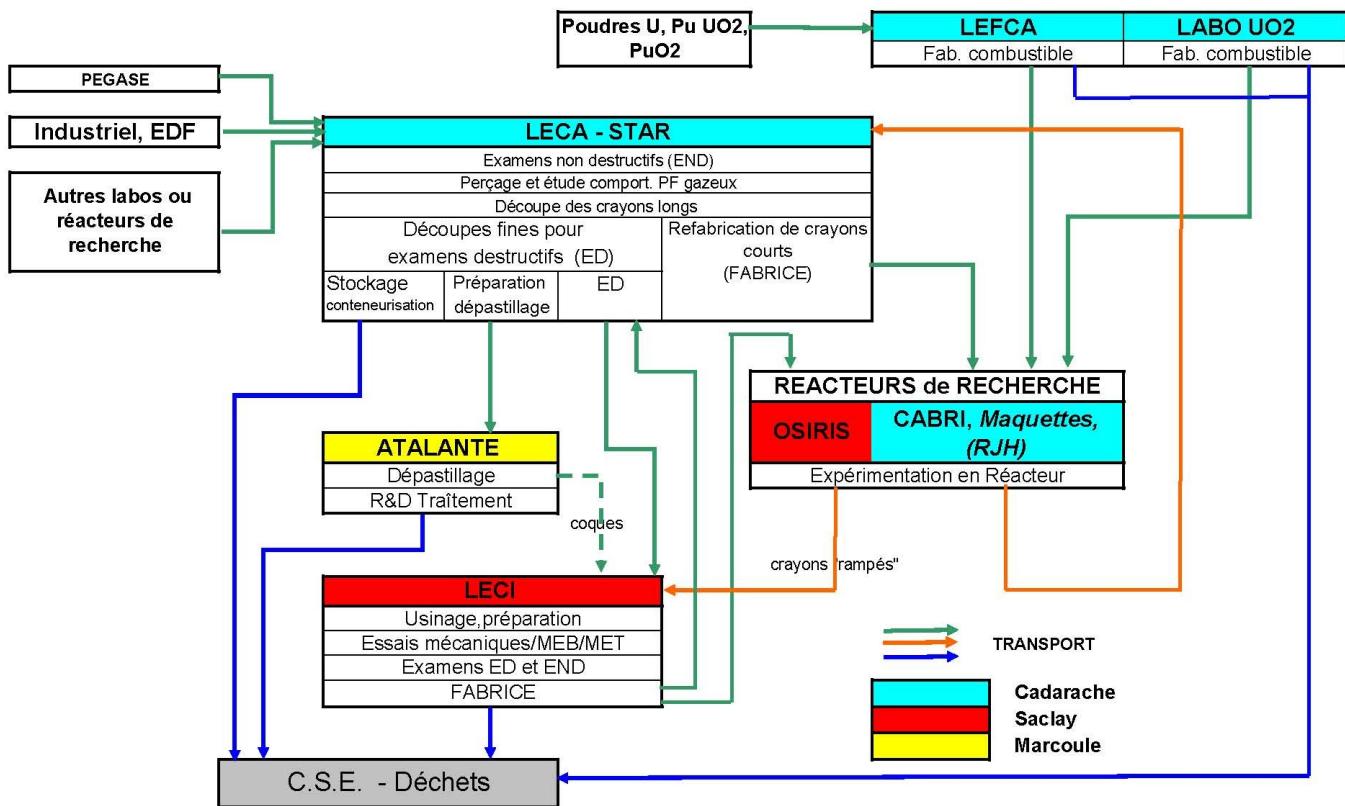


Schéma des flux de matières pour la R&D au CEA/DEN

LECA – STAR (Cadarache)

Flux annuels moyens entrés en 2007-2008-2009¹

Expéditeur	U appauvri (kg)	U naturel (kg)	U enrichi (kg)	Pu (kg)	Thorium (kg)
Etranger	10	traces	5	5	Episodiquement quelques kg
France hors CEA	40	traces	25	1	
CEA laboratoires, réacteurs, entreposages	100	traces	60	20	
TOTAL	150	traces	90	26	quelques kg

Flux annuels moyens sortis en 2007-2008-2009¹

Destinataire	U appauvri (kg)	U naturel (kg)	U enrichi (kg)	Pu (kg)
Etranger	0	0	0	0
France hors CEA	35	0	0	0
CEA labos, réacteurs, entreposages	65	0	60	15
TOTAL	100	0	60	15

ATALANTE (Marcoule)

Flux annuels entrés en 2007-2008-2009¹

Année	Entrée Provenance	Masse uranium faible enrichissement	flux déchets
2007	Labo CEA	< 150g	1 litre effluents HA
2008	Labo CEA	< 500g	0,2 litre effluents HA
	ITU (Allemagne)		
	Labo CEA		
2009	Labo CEA	< 1kg	

Flux annuels sortis en 2007-2008-2009¹

Année	Destination	Masse combustibles
2007	Labo CEA	< 150g
2008	Labo CEA	< 50g
2009	Labo CEA	< 50g
2008	MELOX	< 100g
2009	MELOX	< 100g

¹ Valeurs pouvant varier en fonction des programmes

LECI (Saclay)

Flux annuels moyens en 2007-2008-2009²

Année	Flux en entrée			Flux en sortie		
	Entrée Provenance	Type	Masse uranium faible enrichissement (kg)	Type	Vers réacteurs et labos CEA Masse U faible enrichissement	flux déchets Masse uranium faible enrichissement (kg)
2007	Réacteurs et laboratoires CEA	Tronçons de crayons combustibles réacteurs irradiés	2,5	Tronçons de crayons combustibles réacteurs ou échantillons irradiés	< 1kg	3,4 (à PEGASE)
2008			1,6		< 1kg	3,2 (au LECA)
2009			0,77		< 500g	8,0 (à l'ANDRA)

LEFCA – Labo UO2 (Cadarache)

❖ **LEFCA**

Flux annuels moyens entrés en 2007-2008-2009¹

Expéditeur	U appauvri	U naturel	U faible enrichissement	Pu
France hors CEA	< 150g	< 1kg		5,78 kg (1)
CEA laboratoires	< 1kg	< 500g	<250g	< 50g

(1) Nota : entrée exceptionnelle en 2008 uniquement, en provenance d'AREVA C

Flux annuels moyens sortis en 2007-2008-2009¹

Destinataire	U appauvri	U naturel	U faible enrichissement	Pu
Etranger				Quelques échantillons < au gramme
France hors CEA				
CEA laboratoires	< 250g	< 100g	< 150g	< 50g

² Valeurs pouvant varier en fonction des programmes

✧ Labo UO2

Flux annuels moyens entrés en 2007-2008-2009³

Expéditeur	U appauvri (kg)	U naturel (kg)	U faible enrichissement (kg)
France hors CEA	328,3 (1)		
CEA laboratoires	7	5	6

(1) Nota : entrée exceptionnelle en 2008 uniquement, en provenance d'AREVA

Flux annuels moyens sortis en 2007-2008-2009¹

Destinataire	U appauvri (kg)	U naturel (kg)	U faible enrichissement (kg)
France hors CEA			
CEA laboratoires et sortie déchets	22	2,5	7,5

HALL HEC G1 (Marcoule)

Flux 2009 première année d'exploitation

Flux entrant

Expéditeur	U naturel (kg)
France hors CEA	54

Flux sortant

Destinataire	U naturel (kg)
CEA laboratoires	0,2

³ Valeurs pouvant varier en fonction des programmes

ANNEXE 2

Flux de matières combustibles pour les Réacteurs de Recherche en exploitation au CEA/DE⁴

Processus

La Direction de l'Energie Nucléaire dispose d'un ensemble de réacteurs de recherche permettant de réaliser l'essentiel des expérimentations nécessaires pour le développement de cette énergie, plus précisément :

- des réacteurs de très faible puissance également appelés maquettes critiques destinés à réaliser les études neutroniques et de physique nucléaire des cœurs des réacteurs des différentes filières (EOLE, MINERVE, MASURCA, ISIS) ;
- des réacteurs d'irradiations technologiques destinés à qualifier les matériaux et combustibles des réacteurs nucléaires (OSIRIS et ultérieurement le RJH) ;
- des réacteurs spécifiquement dédiés aux essais concernant la sûreté nucléaire (CABRI, SILENE) et à l'étude de la matière (ORPHEE) ;
- un réacteur prototype (PHENIX).

Outre leur activité de développement de l'énergie nucléaire, certains de ces réacteurs sont utilisés, en fonction de leurs caractéristiques et performances, pour de nombreuses applications médicales et industrielles comme la production de radio-isotopes, la neutronographie, la formation etc.

Les combustibles des réacteurs de recherche mettent en œuvre de l'uranium enrichi ou du plutonium. Après usage, ces matières sont destinées, pour la majeure partie d'entre elles, à être retraitées à La Hague, avec récupération de la matière lorsqu'il s'agit d'un combustible plutonium, et pour le reste à être valorisées ou déposées à terme dans une installation de stockage définitif.

Deux modes d'utilisation des combustibles sont à considérer :

- pour les réacteurs fonctionnant en permanence avec une puissance notable pour lesquels il existe un flux permanent entrant et sortant de matières combustibles (OSIRIS, RJH, ORPHEE, PHENIX) ;
- pour les réacteurs fonctionnant par courtes périodes d'essais et des maquettes critiques : le combustible ne s'use pratiquement pas. Ces réacteurs disposent pendant toute la durée de leur exploitation d'un cœur ou d'un ensemble de matières nucléaires permettant de constituer les différentes configurations de cœur envisagées.

Ces matières sont, à l'issue de la mise à l'arrêt définitif du réacteur ou de la maquette critique, soit évacuées vers le retraitement soit valorisées ou traitées en vue d'un stockage définitif.

⁴ Il s'agit des matières destinées au fonctionnement des réacteurs, les flux de matières des échantillons destinés aux expérimentations sont donnés dans l'annexe 1

Flux des matières nucléaires

Réacteurs de puissance à fonctionnement permanent

Réacteur (puissance)	Type Utilisation	Matières nucléaires			
		Nature	Provenance	Flux/an	Caractéristiques du cycle
OSIRIS (70MW) Saclay Fin d'exploitation 2015	Type piscine <ul style="list-style-type: none"> ▪ Irradiations technologiques ▪ Radio-isotopes médicaux 	Uranium faible enrichissement Uranium fort enrichissement	USA IRE (Belgique)	150 kg U 2-2,5 kg U	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Approvisionnement par lots tous les 2 ou 3 ans ▪ Envoi périodique des éléments usés en retraitement à la Hague, propriété matières transférée à AREVA hors déchets ultimes <p>Production de ⁹⁹Mo pour la médecine : environ 0,08 kg d'U par semaine viennent de l'IRE et repartent après irradiation à l'IRE</p>
RJH (100MW) Cadarache Mise en service 2014 (1)	Type piscine <ul style="list-style-type: none"> ▪ Irradiations technologiques ▪ Radio-isotopes médicaux 	Uranium faible enrichissement	USA ou Russie		Approvisionnement à engager vers 2011/2012
ORPHEE (14MW) Saclay	Type piscine <ul style="list-style-type: none"> ▪ Production de faisceaux de neutrons pour la recherche dans le cadre d'un laboratoire mixte CEA-CNRS ▪ Radio-isotopes neutronographie 	Uranium fort enrichissement	Russie	14 kg U	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Approvisionnement réalisé dans les années 1998/2004 (125 kg) ▪ Envoi périodique des éléments usés en retraitement à la Hague, propriété matières transférée à AREVA hors déchets ultimes
PHENIX (350MW) Cadarache Fin d'exploitation 2009	Réacteur rapide à caloporeur sodium <ul style="list-style-type: none"> ▪ Prototype ▪ Irradiations technologiques 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Plutonium sous forme d'oxyde mixte UO₂-PUO₂ ▪ Couvertures fertiles U appauvri 	France	40 085 kg de métaux lourds à l'inventaire du 31.12.2007 ré estimation en fin d'activité du réacteur en cours.	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Traitement à la Hague avec récupération du Pu (2020-2025)

(1) Nota : Le Réacteur Jules Horowitz (RJH) est destiné à succéder au réacteur OSIRIS comme réacteur d'irradiations technologiques du CEA à partir des années 2015.

Réacteurs d'essais de sûreté et maquettes critiques

Réacteur (puissance)	Type utilisation	Matières Nucléaires	
		Cœur, stocks	Devenir
ISIS (0,7MW) Saclay	Pile piscine <ul style="list-style-type: none"> ▪ Maquette neutronique d'OSIRIS ▪ Formation 	Cœur : Uranium faible enrichissement (provenance USA) 90 kg	Envoi en retraitement après l'arrêt de l'exploitation d'ISIS > 2015
CABRI (25MW) Cadarache	Pile piscine Etude des accidents de réactivité	Cœur : Uranium faible enrichissement (provenance France) 650 kg	Envoi en retraitement après l'arrêt de l'exploitation de CABRI > 2018
SILENE (impulsions) Valduc	Réacteur à combustible liquide	Cœur : uranium enrichi (provenance France) Entrée 2007 : U + Pu : $36,136 \cdot 10^{-3}$ kg	Envoi en retraitement après l'arrêt de l'exploitation
MINERVE (100W) Cadarache	Maquette critique type piscine. Mesure de caractéristiques neutroniques	Cœur : Uranium fort enrichissement (provenance USA) 8 kg	Envoi en retraitement après l'arrêt de l'exploitation de MINERVE > 2020
EOLE (100W) Cadarache	Maquette critique en eau. Etude neutronique des coeurs des réacteurs à eau	Stock (Origine USA / France)	Matières valorisables
MASURCA (5KW) Cadarache	Maquette critique en air. Etude neutronique des coeurs des réacteurs en neutrons rapides	Stock (Origine : France, Italie, Allemagne, Grande Bretagne) 1240 kg d'Uranium enrichi prêtés au SCK/CEN (Belgique) en 2007, retour en 2014 970 kg de Pu prêtés par l'UKAEA (GB) depuis 1989	Matières valorisables

ANNEXE 3

Flux de matières relatif aux opérations de gestion des combustibles usés

Les combustibles usés des installations civiles du CEA, proviennent des cœurs nourriciers des réacteurs expérimentaux ou prototypes, ainsi que des combustibles expérimentaux et échantillons testés par irradiation dans les réacteurs du CEA ou d'ailleurs, puis examinés dans ses laboratoires de recherche, dits « chauds ». Certains de ces combustibles sont très anciens, correspondant à des réacteurs arrêtés depuis longtemps, à des filières et des conceptions abandonnées.

La stratégie de référence de gestion des combustibles usés est basée sur un recours prioritaire aux usines de traitement de La Hague (voir en annexe 2). Les principaux paramètres susceptibles de conduire à un autre choix sont :

- les difficultés techniques de traitement en raison de la forme physico-chimique du combustible ;
- les difficultés des ateliers de La Hague à recevoir actuellement des objets « hors standards » en termes de géométrie ;
- le faible intérêt stratégique pour de faibles masses de matière fissile.

Il est donc possible de classer les combustibles usés des installations civiles du CEA en trois catégories :

- ceux qui ont vocation, dès à présent, à être évacués vers les ateliers de La Hague, à savoir : les combustibles RNR provenant du réacteur PHENIX ainsi que les combustibles MTR – aluminures et siliciures- provenant actuellement des réacteurs ORPHEE et OSIRIS, pour lesquels des contrats de prise en charge existent ou sont en cours de négociation avec AREVA ;
- ceux qui aujourd’hui ne sont pas traitables dans les usines existantes, sauf si une filière voit le jour ultérieurement : les combustibles Oxydes d’OSIRIS ;
- ceux qui ne présentent pas d’intérêt stratégique à être traités, vu les faibles masses de matières fissiles contenues, et qui sont destinés au stockage profond, tels que les combustibles de la filière UNGG/Eau lourde, les combustibles expérimentaux et échantillons testés en irradiation, provenant des laboratoires « chauds » du CEA.

En conséquence, le CEA a recours à l’entreposage d’une partie de ses combustibles usés dans l’attente de l’exutoire final (traitement ou stockage). Cette stratégie s’appuie sur deux modes d’entreposage, à sec et sous eau, dans les deux installations, respectivement l’installation CASCAD et l’installation CARES, situées sur le site de Cadarache.

Les combustibles usés entreposés actuellement dans des installations anciennes des centres de Saclay, Marcoule et Cadarache (ex : merlons, puits et piscines de l’INB72 de Saclay, puits de l’Atelier Pilote de Marcoule-APM-, piscine de INB22-PEGASE de Cadarache), seront évacués à court et moyen termes vers ces deux installations.

Quelle que soit la filière d’évacuation, la plupart des combustibles usés doivent subir une étape de stabilisation ou de conditionnement lorsqu’ils ne respectent pas les spécifications d’accueil des installations de traitement ou d’entreposage. Le CEA dispose de deux installations chargées d’assurer ces fonctions : l’installation ISAI et l’installation STAR respectivement implantées sur le site de Marcoule et de Cadarache.

Les volumes des colis de déchets, HAVL et MAVL en particulier, produits par le CEA sont détaillés dans l’Inventaire national des matières et déchets radioactifs - Rapport 2009 de l’ANDRA (inventaire au 31/12/2007).

Les activités passées du CEA civil (R&D, traitement) ont produit, au 31/12/2007 un volume de colis HAVL de déchets vitrifiés ou devant être vitrifiés de 102 m³ à La Hague et de 61 m³ à Marcoule ; le volume de colis correspondant aux combustibles usés à destination du stockage profond est quant à lui estimé à 60 m³.

La gestion des combustibles usés, relevant de l’article 20 de la Loi du 28 juin 2006, est présentée dans le tableau ci-après.

Gestion des combustibles usés (inventaire au 31/12/2007)

Famille de combustibles	Localisation	Masse ML (kg)	Cheminement	Destination (solution de référence)
RNR- Centrale Phénix (Marcoule)	Piscine G –Marcoule (*) APM, Phénix CASCAD	40 085	ISAI	Traitemet La Hague
MTR- Aluminures SCARABEE (Cadarache) SILOE, SILOETTE (Grenoble) ULYSSE (Saclay) ORPHEE (Saclay)	La Hague	194	-----	Traitemet La Hague (propriété des matières transférée à AREVA)
MTR- Siliciures OSIRIS (Saclay)	La Hague	717	-----	Traitemet La Hague (transfert de propriété du combustible à AREVA)
Oxydes OSIRIS (Cadarache) Phébus (Cadarache)	CASCAD CARES En réacteur	4 221 658	-----	Stockage Géologique (F1-5-02) (**) Traitemet La Hague
UNGG/EL2-EL3	CASCAD INB72 (Saclay)	14 497	STAR→CASCAD	Stockage Géologique (F1-5-02) (**)
EL4	CASCAD INB72 (Saclay)	49 368	STAR→CASCAD	Stockage Géologique (F1-5-02) (**) (Entreposage CEA- Propriété EDF)
Combustibles expérimentaux (divers échantillons : Rapsodie, Phénix, EL, REP,...)	PEGASE CASCAD LECA INB72 (piscine) INB72 (puits)	3196	STAR→CASCAD	Stockage Géologique (F1-5-02) (**)

(*) Piscine vidée en 2008

(**) Famille de colis de déchets ANDRA

ANNEXE 4

INFORMATIONS RELATIVES AUX OPERATIONS PORTANT SUR DES COMBUSTIBLES USÉS OU DES DÉCHETS RADIOACTIFS EN PROVENANCE DE L'ETRANGER⁵

Le CEA, en tant qu'exploitant d'installations de traitement et de recherche établit, tient à jour et met à la disposition des autorités les informations relatives aux opérations portant sur des combustibles usés ou des déchets radioactifs en provenance de l'étranger.

Inventaire des combustibles étrangers traités à Marcoule

Combustible	Origine	Quantité
Combustible oxyde FZK	Centre de recherche de Karlsruhe Allemagne	3,1 tonnes dont 1,4 tonne de KNK II
UNGG HIFRENSA	CPE VANELLOS ESPAGNE	1655 tonnes dont 892 tonnes du cœur 3
Combustible oxyde CANDU	CPE DOUGLAS POINT CANADA	14 tonnes

1. Traitement des combustibles FZK (KNK)

Deux campagnes de traitement des combustibles KNK ont été réalisées à Marcoule:

- La première s'est déroulée de fin 1975 à fin 1976 ; elle a permis de traiter 1,7 tonne de combustible irradié (66 assemblages) issus du réacteur KNK I ;
- Une partie du combustible provenant du réacteur KNK II (1,4 tonne) a été traité lors de la deuxième campagne, qui a eu lieu de fin 1992 à 1994.

Pour cette deuxième opération, le CEA a conclu, en 1980, avec le centre de recherche de Karlsruhe (KFK, devenu FZK -Forschung Zentrum Karlsruhe) un contrat de traitement de 1,9 tonne de combustibles irradiés du réacteur KNK II.

⁵ Au 31/12/2008

Sur les 9602 aiguilles reçues, correspondant à ces 1,9 tonne:

- 7189 aiguilles (1,4 tonne) ont été traitées à Marcoule entre 1992 et 1994
- 2413 aiguilles (0,5 tonne) sont rassemblées dans 33 étuis entreposées dans l'INB 22 – PEGASE de Cadarache pour être renvoyées en Allemagne. La masse totale initiale de métal lourd (U+ Pu) entreposée s'élève exactement à 475,4 kg.
- En 2008 ont débuté les opérations de désentreposage des combustibles de la piscine de l'INB 22 - PEGASE, se traduisant par un transfert des combustibles KNK II de l'INB 22 - PEGASE vers l'INB 55 - STAR pour mise en conteneur.
- Au 31 décembre 2008, les 33 étuis concernés sont répartis ainsi :
 - 21 étuis toujours entreposés dans l'INB 22 – PEGASE, soit une masse (U+Pu) de 288,7 kg
 - 12 étuis localisés dans l'INB 55 – STAR, soit une masse (U+Pu) de 186,7 kg

2. Traitement des combustibles HIFRENSA (CPE VANDELLOS)

Au total, 3 cœurs du réacteur UNGG espagnol de VANELLOS ont été traités dans les usines de la Hague et de Marcoule.

Cœur 1 : traitement dans le cadre d'un contrat signé par le CEA le 4 février 1972. La propriété d'origine CEA de ce cœur a été transférée à COGEMA lors de sa création en 1976 (opération formalisée par l'établissement du traité d'apport CEA / COGEMA).

461 tonnes de combustible usé HIFRENSA ont été traitées, dont 258 tonnes traitées à la Hague et 203 tonnes à Marcoule.

Cœur 2 : intégralement traité à Marcoule (560 tonnes de combustible usé), dans le cadre d'un contrat signé le 14 mai 1979 par COGEMA.

Cœur 3 : intégralement traité à Marcoule (892 tonnes de combustible usé), dans le cadre d'un contrat signé le 29 juillet 1987 par COGEMA.

3. Traitement des combustibles CANDU

En 1968, le CEA a acheté à AECL (Canada) du combustible irradié CANDU du réacteur « Douglas Point », afin d'en extraire le plutonium. Le combustible concerné a été expédié à Dessel (EUROCHEMIC) pour traitement. Une partie de ce combustible a été traité en Belgique entre 1971 et 1972.

Du fait de l'arrêt de l'usine de Dessel en 1974, les 14 tonnes de combustible CANDU non traitées ont été expédiées à Marcoule en 1986, après une dizaine d'années d'entreposage.

La propriété de ces 14 tonnes de combustible a été transférée à COGEMA lors de sa création en 1976 (opération formalisée dans le traité d'apport CEA / COGEMA).

4. Informations relatives aux perches PHEBUS

Afin d'étudier le comportement en conditions accidentielles des combustibles irradiés, le CEA a réalisé, à la demande de l'IRSN (et dans le passé de l'IPSN), des irradiations dans le réacteur de l'INB 92 - PHEBUS de Cadarache, dans le cadre du programme international « PHEBUS PF ». Des crayons combustibles (irradiés et non irradiés) ont été assemblés dans l'INB 55 - Laboratoire d'examens des combustibles actifs (LECA) pour confectionner des perches, soumises aux tests dans PHEBUS.

Dans ce cadre, une perche de 20 crayons (18 crayons irradiés dans le réacteur d'essai BR3 à MOL en Belgique et 2 crayons non irradiés provenant de l'INB 123 - Laboratoire d'études et de fabrications expérimentales de combustibles nucléaires avancés [LEFCA] de Cadarache) a été irradiée, en octobre 2000, dans le réacteur PHEBUS -essai FPT2-, puis transférée dans l'INB 55 - LECA pour isoler la partie « combustible ». Cette dernière a été envoyée vers l'Institut des Transuraniens (ITU) de Karlsruhe en Allemagne, afin d'y réaliser un programme de caractérisation post-essai, toujours dans le cadre du programme international lié aux essais PHEBUS (marché d'examen post irradiation du dispositif d'essai FPT2, signé le 5 novembre 2001, entre le CEA-IPSN et la Communauté Européenne de l'Energie Atomique représentée par la Commission des Communautés Européennes).

La partie combustible dite « perche FPT2 » y a été découpée en 17 tronçons. Ces tronçons ont été renvoyés à l'INB 55 - LECA en juillet 2008, à l'issue du programme d'examens.

La masse de métal lourd (U + Pu) entreposée dans l'INB 55 - LECA s'élève à 8,9 kg.

Par la suite, les tronçons de la perche FPT2 seront transférés, après mise en étuis et conteneurs dans l'INB 55 - LECA/STAR, vers l'INB 22 - CASCAD pour entreposage.

5. Conclusion

La propriété de l'ensemble des déchets produits au cours du traitement à Marcoule des trois types de combustibles (FZK, HIFRENZA, CANDU) et les actions soldant les opérations de retour vers leur pays d'origine sont clairement identifiées.

- Déchets KNK I : déchets français
- Déchets KNK II : déchets avec retour en Allemagne, en grande partie effectué (coques et embouts, déchets technologiques).
- Déchets VANDELLOS cœur 1 : déchets français
- Déchets VANDELLOS cœur 2 : déchets français
- Déchets VANDELLOS cœur 3 : déchets hors inventaire CEA (équivalents déchets entreposés à La Hague avec retour en Espagne organisé par AREVA).
- Déchets CANDU : déchets français.

On peut noter que les déchets avec retour sont transférés à l'étranger selon les règles d'équivalence validées par les autorités publiques.

En 2008, le CEA a commencé les opérations de reprise des combustibles usés KNK, encore entreposés dans l'INB 22 - PEGASE de Cadarache ; ces combustibles devraient être transférés en Allemagne d'ici fin 2010.

Annexe 9 :

**Compte rendu des missions d'information du
Haut comite – Site URENCO Capenhurst
(Grande-Bretagne) et site AREVA Tricastin
(France)**

COMPTE –RENDU de la MISSION D'INFORMATION HCTISN
Site URENCO – Capenhurst - UK
27 mai 2010

Liste des participants

- Délégation du HCTISN

M. Jacky BONNEMAINS (Collège des associations)

M. Alexis CALAFAT (Collège des CLI)

M. Claude GATIGNOL (Collège des parlementaires)

M. Frédéric GREZE (Collège des exploitants)

Mme Bénédicte MONTOYA (Secrétariat du HCTISN)

M. Henri REVOL (Président du HCTISN)

- Délégation URENCO UK

Dr Paul HARDING, Directeur général

Dr Lesley HUDSON, Directrice de la planification et de l'administration des contrats



URENCO : une société internationale

Urenco est un consortium international créé le 31 août 1971, à la suite du traité d'Almelo entre les gouvernements du Royaume-Uni, d'Allemagne et des Pays-Bas.

A la fin des années 60, le Royaume-Uni, l'Allemagne et les Pays-Bas ont décidé de créer une société commune, Urenco, afin de développer l'enrichissement par centrifugation. Ce rapprochement s'est fait à l'initiative et sous l'égide des trois gouvernements qui ont conclu un accord sur la coopération en matière de développement et d'exploitation du procédé de centrifugation pour la production d'uranium enrichi, accord signé à Almelo, au Pays-Bas, le 4 mars 1970.

Cet accord précise notamment que :

- Seuls des objectifs civils sont poursuivis,
- La technologie est protégée.

Le capital d'Urenco est détenu à 33,33 % par le groupe britannique BNFL (via la société INFL), à 33,33 % par l'Etat néerlandais (via la société UCN) et à 33,33 %, par les groupes allemands RWE et E.on (via leur société commune Uranit).

Le groupe URENCO est organisé en aujourd'hui organisé deux branches :

- URENCO Enrichment Company (UEC) : société qui exploite des usines d'enrichissement en Angleterre (Capenhurst), aux Pays Bas (Almelo), en Allemagne (Gronau) et aux Etats Unis depuis fin 2009 (Nouveau-Mexique).
- Enrichment Technology Company (ETC) : une co-entreprise en partenariat avec AREVA dans le domaine de la technologie de l'enrichissement de l'uranium par centrifugation.

En plus des sites historiques (Almelo, Gronau et Capenhurst), Urenco vient d'ouvrir une unité d'enrichissement par ultracentrifugation aux Etats-Unis.

Suite à une question de la part de la délégation, Urenco précise que des discussions ont pu commencer avec la Chine par exemple, toutefois il a été souligné la longueur des pourparlers avec AREVA ou les Etats-Unis (plus de 5 ans).

L'enrichissement à Capenhurst

Capenhurst a d'abord été un site dédié à l'enrichissement militaire par diffusion gazeuse, créé en 1946. Ces installations sont aujourd'hui complètement démantelées. 99% des matières ont été réutilisées :

- l'uranium ont été réutilisées à usage civil ;
- la métal après nettoyage et contrôle de non contamination a été recyclé ;
- les déchets radioactifs sont stockés en Angleterre.

Les sols présentent quelques zones contaminées, mais les niveaux de contamination n'ont pas justifié d'actions particulières.

Ce démantèlement, qui a eu lieu sous la responsabilité de BNFL a duré 25 ans. En comparaison, la durée des opérations démantèlement envisagée pour les installations de centrifugation est de 3 ans.

Aujourd'hui, le site de Capenhurst est constitué de 3 usines d'enrichissement d'uranium comportant 3 générations de technologie : 1982, 1985 et 1997. Ces usines représentent une capacité de plus de 5 millions d'UTS/an.

Ces 15 dernières années, l'uranium naturel a été appauvri à environ 0,3%. Le taux était abaissé à 0,2% lors de la montée des prix de l'uranium naturel.

La gestion de l'uranium appauvri sur le site de Capenhurst

Jusqu'à fin 2009, URENCO expédiait son uranium appauvri à TENEX (Russie). Cet accord présentait des intérêts forts pour les 2 parties.

En effet, TENEX

- procérait au réenrichissement de l'uranium appauvri issu des installations URENCO grâce à sa surcapacité de production ;
- rentrait à URENCO de l'uranium réenrichi ou de l'uranium naturel ;
- utilisait l'uranium encore plus appauvri pour diluer l'uranium militaire russe.

TENEX souhaite à présent se positionner comme opérateur enrichisseur mondial. Cette société ne souhaite plus être un prestataire pour d'autres sociétés d'enrichissement et souhaite traiter directement avec les utilisateurs de combustibles. TENEX en a informé URENCO en 2006, le contrat n'a donc pas été renouvelé et s'est arrêté fin 2009.

Il est techniquement possible d'appauvrir encore plus l'uranium par la technique de centrifugation (possibilité technique de produire de l'uranium appauvri à 0,08%) mais, aux conditions économiques et de marché actuelles ces opérations ne sont pas rentables dans les installations URENCO.

Toutefois, URENCO ne considère pas l'uranium appauvri comme un déchet mais comme une matière. En effet, les évolutions des conditions économiques ou le développement de nouvelles technologies d'enrichissement pourraient conduire à leur réutilisation. URENCO s'organise pour stocker ces matières sur le long terme. Par ailleurs, URENCO étudie également des options pour un stockage de ces matières au cas où elles seraient qualifiées en déchets. Des contacts sont d'ores et déjà pris avec l'Australie et les exploitants de mines d'uranium qui se disent favorables à l'idée de reprendre l'uranium sous cette forme dans les mines désaffectées.

Le site de Capenhurst possède un stockage d'uranium appauvri sous forme UF6 qui est en cours de constitution suite à l'arrêt des échanges entre TENEX et URENCO. La capacité totale a été limitée par l'autorité de sûreté à 70 000 t d'uranium sous forme UF6.

Chaque stockage de conteneurs est réalisé à ciel ouvert. Les conteneurs pourront être stockés sur 3 niveaux et chaque stockage pourra contenir 1970 conteneurs.

Chaque stockage est une zone contrôlée du point de vue de la radioactivité et sur la majorité de son périmètre entourée par des banches de béton.

Les conteneurs sont contrôlés visuellement une fois par an. Si l'on détecte à cette occasion des tâches de corrosion celles-ci sont contrôlées afin d'identifier si l'épaisseur de la paroi du cylindre est affectée. Si tel était le cas (ça ne s'est jamais produit sur Capenhurst alors que certains conteneurs sont présents depuis plus de 20 ans), la matière serait transférée dans un nouveau conteneur.

Quand les conteneurs d'UF6 sont réformés, ils sont dans un premier temps décontaminés. Les tartres radioactifs déposés dans la partie supérieure sont décapés et envoyés pour stockage chez Covra aux Pays-Bas. Dans un deuxième temps, les conteneurs sont envoyés pour deuxième fusion dans la fonderie suédoise de Studsvik. Le site de Capenhurst ne conserve pas les conteneurs UF6 hors d'usage sur son site.

Suite à l'échéance du contrat entre URENCO et TENEX, URENCO a lancé la construction d'une installation de défluoruration sur son site pour transformer l'uranium appauvri sous forme U3O8, qui sera opérationnelle en 2014.

Les transports de matières sont réalisés par camion puis bateau.

Suite à une question posée, URENCO précise que la réglementation anglaise impose que les bateaux naviguent sous pavillon anglais ou sous pavillon du pays contractant (c'est à dire que le pays qui envoie ou qui reçoit la matière). URENCO précise également que les échanges maritimes anglo-russes se faisaient exclusivement sur pavillon britannique pour assurer la fiabilité, la disponibilité des informations et la réactivité. Les pavillons de complaisance sont par conséquent exclus.

Information autour du site :

Il existe autour de l'installation un « comité de liaison local ». Ce comité est présidé par URENCO et est composé d'élus communaux et départementaux, de représentants des forces de police, de secours, de santé, des représentants de l'autorité de sûreté, des syndicats. Les associations ne sont pas représentées au sein de ce comité.

Ces comités sont ouverts publics, toutefois, celui-ci ne peut s'exprimer que si il en a fait la demande au préalable.

Le comité informe les populations par le biais d'un site internet.

Le site est situé en périphérie très proche de la ville de CAPENHURST.

Syndicats

Le site comprend environ 350 salariés. 3 syndicats y sont reconnus.

Des représentants participent notamment au comité de sécurité et d'environnement.

COMPTE –RENDU de la MISSION D'INFORMATION HCTISN
Site AREVA – TRICASTIN – FRANCE
1^{er} juin 2010

Liste des participants

- Délégation du HCTISN

M. Jacky BONNEMAINS (Collège des associations)
M. Frédéric GREZE (Collège des exploitants)
M. Henri REVOL (Président du HCTISN)
Mme Sandra STOJKOVIC (Secrétariat du HCTISN)

- Délégation AREVA

M. Jean-Luc ANDRIEUX, Directeur Santé, Sécurité, Sûreté Environnement
M. Jean-François GERVAIS, Directeur de la coordination économique – BG Amont
M. Jany PETIT
Mme Delphine POULIQUEN



Contexte :

Cette visite s'inscrit dans le cadre d'une saisine par l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques et le MEEDDM concernant globalement le cycle du combustible. Elle fait suite à une visite sur le site de Capenhurst (UK) de la société URENCO du 27 mai 2010.

Présentation du site du TRICASTIN :

D'une superficie de 650 hectares, le site du Tricastin s'étend sur les communes de Bollène (Vaucluse – 84 - Provence-Alpes-Côte d'Azur), de Pierrelatte et de Saint-Paul-Trois-Châteaux (Drôme - 26 - Rhône Alpes). Les industries AREVA du Tricastin font partie du Business Group Amont :

AREVA NC :	Chimie de l'uranium
Comurhex :	Conversion $\text{UF}_4 \rightarrow \text{UF}_6$
Eurodif Production :	Enrichissement par diffusion gazeuse à l'INB Georges Besse
SET :	Enrichissement par centrifugation à l'INB Georges Besse II
Socatri :	Installation d'assainissement et de récupération de l'uranium (maintenance et traitement des déchets et effluents)
FBFC :	Usine de fabrication d'éléments pour assemblage de combustibles nucléaires

Le CNPE du Tricastin d'EDF est composé de 4 réacteurs REP de 900 MW, dont 3 sont nécessaires par pic de production à l'alimentation de l'INB George Besse d'Eurodif. Les 2 tours aéroréfrigérantes du site servent au circuit de refroidissement de l'installation d'Eurodif et non au CNPE d'EDF.

Le futur de la conversion : Comurhex II sur Malvési et Pierrelatte (2012)

Le futur de l'enrichissement : Georges Besse II sur le site du Tricastin
L'enrichissement par ultra-centrifugation est la technique utilisée par URENCO

Visite de l'atelier W, usine de défluoration :

L'uranium appauvri est produit au cours du processus d'enrichissement de l'uranium. Ce processus met en oeuvre de l'uranium sous forme d'hexafluorure (UF_6). Sous la forme de cristaux à basse température, l' UF_6 se sublime dans un milieu ouvert à l'air, et apparaît sous forme liquide à partir de son point triple, à 1,5 atm et à 64 °C. Pour faciliter son entreposage, celui-ci fait donc l'objet d'une défluoration à l'usine W d'AREVA, où il est transformé en sesquioxyde stable U_3O_8 .

L' U_3O_8 se présente sous la forme d'une poudre gris-noir, peu radioactive, stable jusqu'à 1 300 °C, incombustible, non corrosive et insoluble, comparable à l'oxyde d'uranium naturel présent dans les gisements exploités.

Entreposage de l' U₃O₈ appauvri :

L'U₃O₈, en attendant sa valorisation, est conditionné dans des conteneurs métalliques scellés, de type DV70, dits « cubes verts », d'une contenance moyenne de l'ordre de 7 tU.

En France, l'entreposage est optimisé en envoyant ces conteneurs sur deux destinations différentes :

- par voie ferrée sur le site d'AREVA à Bessines (87) pour entreposage. Cet entreposage se fait dans des bâtiments dédiés, les conteneurs DV70 étant empilés sur plusieurs niveaux.
- Sur le site du Tricastin, soit dans des bâtiments dédiés, soit dans des bâtiments d'entreposage de l'uranium de recyclage où ils contribuent à l'atténuation du débit de dose gamma issu de l'uranium de recyclage. Ces « barrières » sont constituées de 2 ou 3 rangs de DV70, sur plusieurs niveaux, et sont disposées le long des parois des bâtiments d'entreposage de l'uranium de recyclage.

Cas de l'uranium de recyclage ou URT :

L'uranium de recyclage en provenance de La Hague se présente sous forme de nitrate d'uranyle (liquide jaune). Pour faciliter son entreposage, celui-ci fait donc l'objet d'une dénitrification et d'une oxydation, où il est transformé en sesquioxide stable U₃O₈. Cette étape de conversion est aujourd'hui effectuée à l'usine TU5 d'AREVA située sur le site du Tricastin.

L'uranium de recyclage est conditionné sous forme d' U₃O₈ dans des conteneurs métalliques bleus de 220 L, d'une contenance moyenne de l'ordre de 250 kg d'Uranium.

Visite de l'usine d'enrichissement George Besse :

L'uranium naturel est principalement composé de deux isotopes : l'uranium 238 et l'uranium 235. L'uranium 235, fissile, est beaucoup moins abondant à l'état naturel que l'uranium 238 : il ne représente que 0,71 % de l'uranium naturel. Aujourd'hui, la plupart des réacteurs utilisent comme combustible de l'uranium enrichi entre 3 et 5 % en uranium 235. L'enrichissement consiste donc à augmenter la proportion d'uranium 235.

Le procédé d'enrichissement mis en œuvre par Eurodif Production dans l'usine Georges Besse I est celui de la diffusion gazeuse. L'uranium, sous forme d'UF₆ gazeux, circule dans des diffuseurs (70 groupes de 20 étages en série) qui vont effectuer un tri entre uranium 235 et uranium 238 en tirant parti de leur différence de masse. Deux flux sont ainsi créés : l'un enrichi (autour de 4%) et l'autre appauvri (autour de 0,3%) en isotope 235.

L'usine d'Eurodif Production est alimentée en continu (entre 800MW et 3300MW) par le CNPE du Tricastin.

La diffusion gazeuse est la technique d'enrichissement également utilisée par USEC aux Etats-Unis.

L'usine Georges Besse I sera arrêtée prochainement et démantelée. Les études du démantèlement de l'usine sont actuellement en cours et un dossier sera déposé auprès de l'autorité de sûreté à l'horizon 2012.

Des études, dans le cadre des recommandations du PNGMDR 2010-2012, se poursuivent concernant le traitement des métaux (environ 150 000 tonnes d'acer contaminé) issus du démantèlement de l'installation.

La fermeture prochaine de Georges Besse I entraînera également la fin du réseau de chaleur qui alimente des logements sociaux et la ferme aux crocodiles de Pierrelatte. Des solutions alternatives sont actuellement à l'étude.

Visite des quais d'expédition de l'UF₆ enrichi :

L'uranium enrichi produit est envoyé aux usines de fabrication de combustible, soit du groupe AREVA, soit de ses concurrents, pour le compte de ses clients. Le conteneur 48Y pour l'UF₆ naturel ou enrichi à moins de 1 % contient 12,3 t d'UF₆ ; le conteneur 30B pour l'UF₆ enrichi à environ 3,5 % contient 2,2 t d'UF₆.

Les parcs à conteneurs cylindriques qui servent au transport de l'UF₆ contiennent différents types de conteneurs : des conteneurs de types 48Y et 30B ou encore des conteneurs anciens qui proviennent des Etats-Unis de types différents. Ces conteneurs sont dans leur majorité vides, certains sont pleins. Ils sont parfois en mauvais état extérieur.

AREVA a indiqué que l'exploitant assurerait un suivi de l'état des conteneurs, et que les matières étaient transférées vers de nouveaux conteneurs dans des délais compatibles avec cet état.

Un autre parc au sud du site contient des conteneurs vides qui ne sont plus utilisables. Ces conteneurs sont stockés dans une zone de radioactivité contrôlée, car ils sont plus irradiants que des conteneurs pleins (en effet, les rayonnements du thorium et du protactinium ne sont pas absorbés par l'UF₆). Ces conteneurs ne sont pas systématiquement nettoyés de leurs dépôts internes. Les conteneurs sont reconditionnés à la demande, en fonction des besoins des différents exploitants du site., sur la station de nettoyage et de maintenance des conteneurs du site.

ANNEXE 10

**Stratégie française sur les réacteurs de 4ème
génération**

I. Décisions qui sous-tendent la stratégie actuelle

Dans le cadre de la loi de programme du 13 juillet 2005 fixant les orientations de la politique énergétique, il est acté que "*L'Etat veille à conserver, dans la production électrique française, une part importante de production d'origine nucléaire qui concourt à la sécurité d'approvisionnement, à l'indépendance énergétique, à la compétitivité, à la lutte contre l'effet de serre et au rayonnement d'une filière industrielle d'excellence [...], tout en veillant à diversifier le bouquet énergétique de la France*". Cette stratégie a été précisée par un certain nombre de décisions complémentaires actées par la loi ou d'autres textes officiels.

I.1 Allocution de M. Jacques CHIRAC, Président de la République, le 5 janvier 2006

Dans son allocution, le Président Jacques Chirac indique :

« *Enfin, il faut préserver notre avance dans le nucléaire. [...] Mais nous devons prendre [...] de nouvelles initiatives : de nombreux pays travaillent sur la nouvelle génération de réacteurs, celle des années 2030-2040, qui produira moins de déchets et exploitera mieux les matières fissiles. J'ai décidé de lancer, dès maintenant, la conception, au sein du Commissariat à l'énergie atomique, d'un prototype de réacteur de 4^{ème} génération, qui devra entrer en service en 2020. Nous y associerons, naturellement, les partenaires industriels ou internationaux qui voudraient s'engager. »*

I.2 Loi n°2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs

« *Art.3 Pour assurer, dans le respect des principes énoncés à l'article L. 542-1 du code de l'environnement, la gestion des déchets radioactifs à vie longue de haute ou de moyenne activité, les recherches et études relatives à ces déchets sont poursuivies selon les trois axes complémentaires suivants :*

1^o La séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue. Les études et recherches correspondantes sont conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires mentionnés à l'article 5 de la loi n° 2005-781 du 13 juillet 2005 de programme fixant les orientations de la politique énergétique [...], afin de disposer, en 2012, d'une évaluation des perspectives industrielles de ces filières et de mettre en exploitation un prototype d'installation avant le 31 décembre 2020 ; [...] »

I.3 Décret n° 2008-357 du 16 avril 2008 fixant les prescriptions relatives au Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs

« *Art.11 Les recherches et études relatives aux déchets de moyenne activité et de haute activité à vie longue sont menées conformément à l'article 3 de la loi du 28 juin 2006 susvisée. A cette fin :*

1^o Le CEA coordonne les recherches conduites sur la séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue, en lien avec les autres organismes de recherche et notamment le CNRS. Il remet au plus tard le 31 décembre 2012, aux ministres en charge de l'énergie, de la recherche et de l'environnement, un dossier afin d'établir un bilan de ces recherches.

Ce dossier comprend les avancées techniques [...].

Ce dossier comprend également les résultats de scénarios techniques et économiques [...].

Il permet d'évaluer :

- a) L'apport du recyclage des actinides mineurs et de leur transmutation par rapport à leur stockage au sein des déchets vitrifiés ;*
- b) Les différents modes de recyclage envisageables (hétérogène, homogène) ;*
- c) Les filières associées possibles (réacteurs critiques électrogènes de nouvelle génération, réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateurs).*

Ce dossier doit permettre de procéder à une évaluation des perspectives industrielles de ces filières et de faire les choix relatifs au prototype d'installation prévu à l'article 3 de la loi du 28 juin 2006 susvisée. Il prend en compte les orientations retenues à l'étranger, tant en termes de techniques que d'évolution des parcs électriques et de stratégie industrielle des principaux acteurs. [...] »

I.4 Le Comité de l'énergie atomique du 20 mai 2008 a pris acte de cette décision et demander au CEA de se préparer à tenir le jalon 2012, en précisant la feuille de route.

I.5 Lettre de mission de l'Administrateur Général du CEA à l'occasion de sa nomination le 9 janvier 2009

Lettre datée du 26 mars 2009 et signée par les Ministres en charge de la recherche et de l'énergie, Mme V. Pécresse et Mr. J.L. Borloo :

« Développement du nucléaire de 4^{ème} génération – recherche nucléaire :

Vous veillerez en priorité au bon déroulement des travaux sur la 4^{ème} génération. À cet effet, vous préparerez le rendez-vous 2012 où seront arrêtées les orientations concernant la réalisation d'un futur prototype de réacteur de démonstration industrielle. Vous vous attacherez à préciser le calendrier de réalisation le plus pertinent en le justifiant en lien avec les stratégies industrielles anticipées. Vous articulerez ce travail avec celui concernant la gestion de l'aval du cycle conformément aux orientations fixées par la loi du 28 juin 2006. Dans ce domaine, vous coordonnerez vos actions de recherche en étroite coordination avec l'ANDRA selon les prescriptions du PNGMDR. »

I.6 Rapport de la Commission sur les priorités stratégiques d'investissement et l'emprunt national

Voir au VI. Annexe les pages 103 à 105 du rapport de la commission.

I.7 Loi n° 2010-237 du 9 mars 2010 de finances rectificative pour 2010

Dans son article 11.I, cette loi autorise 1 milliard d'euros de dépenses (Autorisations d'engagement et Crédit de paiement) au titre du « Nucléaire de demain ». La convention encadrant la part de ces crédits consacrée aux études de conception d'un réacteur de 4^{ème} génération, dénommée ASTRID, à savoir 650 millions d'euros, est en cours de discussion entre le CEA et les tutelles.

II Présentation des projets ASTRID et ALLEGRO

Le CEA examine en priorité deux filières de réacteurs à neutrons rapides (RNR) : une filière à caloporteur sodium liquide dont le démonstrateur industriel a pour nom ASTRID, et une filière à caloporteur hélium gaz dont le prototype de R&D a pour nom ALLEGRO.

ASTRID, qui est le plus avancé, est l'acronyme pour « Advanced Sodium Technology Reactor for Industrial Demonstration ». Il s'agit d'un prototype de réacteur à neutrons rapides (RNR) refroidi au sodium, électrogène de puissance suffisante pour être qualifié, au plan notamment de la sûreté, de démonstrateur industriel, et qui remplit les critères de la 4^{ème} génération. C'est un projet innovant.

En effet, la filière des RNR possède des avantages extrêmement importants en matière d'énergie durable :

- ✓ excellente utilisation de la ressource en uranium naturel, appauvri ou de recyclage.

Contrairement aux réacteurs actuellement exploités sur le parc nucléaire français et aux futurs EPR, qui ne consomment qu'à peine 1% de l'uranium naturel, les RNR ont la capacité de consommer plus de 60% de la ressource par recyclage successifs des combustibles usés. Avec le stock d'uranium appauvri actuellement disponible sur le territoire français, on pourrait alimenter un parc de RNR pendant plusieurs milliers d'années ;

- ✓ les RNR ont la capacité de recycler le plutonium et de brûler les actinides mineurs, en produisant de l'électricité, provoquant une réduction de la quantité et de la durée de vie des déchets radioactifs.

Compte tenu des innovations envisagées et de la maturité technologique démontrée des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium qui ont fonctionné dans le passé (notamment Phénix) ou qui fonctionnent actuellement (BN 600 en Russie), cette filière apparaît comme la seule raisonnablement compatible avec un déploiement à partir de 2040.

ASTRID a ainsi pour objectif essentiel de démontrer à l'échelle industrielle des avancées en qualifiant des options innovantes dans les domaines de progrès identifiés (notamment sûreté et opérabilité) et servir de banc d'essai à l'utilisation des techniques d'inspection et de réparation avancées. Il aura également des capacités de transmutation de déchets radioactifs afin de poursuivre la démonstration de faisabilité, à l'échelle industrielle, de cette technique de réduction du volume et de la dangerosité des déchets ultimes.

ALLEGRO a été présenté en 2010 par un consortium de pays européens réunis autour de la Slovaquie au programme ESFRI.

III. Les RNR et l'international

III.1 Le forum Generation IV

Le cadre de pilotage de la coopération internationale en matière de réacteurs de quatrième génération est le GIF (Gen IV International Forum), dont l'objectif est la conduite des travaux de R&D nécessaires à la mise au point de systèmes nucléaires (réacteurs et combustibles) répondant aux critères de durabilité de l'énergie nucléaire: poursuite des progrès en compétitivité et en sûreté atteints sur les réacteurs à eau de génération III, économie des ressources en uranium, minimisation de la production des déchets radioactifs, plus grande résistance à la prolifération nucléaire, application de l'énergie nucléaire à d'autres voies que la production d'électricité.

Le GIF est une association intergouvernementale lancée en 2000 à l'initiative du Department of Energy des Etats-Unis. Il regroupe à ce jour treize membres engagés par la signature d'une charte dans laquelle ils reconnaissent l'importance du développement de systèmes futurs pour la production d'énergie nucléaire, ainsi que la nécessité à la fois de préserver au mieux l'environnement et de se prémunir contre les risques de prolifération: ces treize membres s'engagent également à coopérer au développement de tels systèmes.

Un accord cadre intergouvernemental consolidant ces engagements a été signé à partir de février 2005 par dix membres, dont la France. L'Argentine et le Brésil ont souhaité différer leur signature et demeurent provisoirement dans un statut de membre non actif. Le Royaume-Uni n'a pas ratifié l'accord cadre signé en 2005, préférant limiter à ce stade sa contribution au programme européen. Cet accord fixe le cadre des accords juridiques plus détaillés permettant une coopération équitable entre partenaires. Chaque membre du GIF est représenté par un ou plusieurs agents de mise en application des objectifs de l'accord cadre.

Le Forum a sélectionné six concepts paraissant les plus prometteurs, et a défini un plan de R&D visant à apporter les innovations nécessaires pour le déploiement industriel, à partir de 2030, des systèmes basés sur ces concepts. Le plan de développement de ces six systèmes comprend trois phases: faisabilité, performances et démonstrations. L'accord cadre et les accords détaillés qui en découlent ne couvrent que les deux premières phases. La réalisation de démonstrations, pilotes, ou prototypes nécessitent des accords différents.

III.2 Le Japon

La France et le Japon partagent une feuille de route quasiment identique en ce qui concerne le développement du nucléaire de 4^{ème} génération avec un choix affiché de la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium. Dans les deux pays, l'expérience des RNR-Na est grande et la mise en service d'un prototype de démonstrateur industriel de 4^{ème} génération est prévue à l'horizon 2020. C'est pourquoi, après une longue habitude de collaboration de R&D, le CEA mène depuis quelques mois une démarche visant à resserrer les liens avec le Japon sur les RNR-Na, en renforçant autant que possible la collaboration sur les prototypes et pourquoi pas, à aboutir un jour à un développement conjoint d'une filière. Ces travaux sont pour l'instant très exploratoires et ne préjugent en rien du résultat des négociations et des décisions qui seront prises, le moment venu, au plus haut niveau.

III.3 L'Europe

Actuellement, les pays européens gardent des positions très contrastées sur le rôle que doit jouer le nucléaire dans leur mix énergétique, que ce soit à moyen ou long terme. Néanmoins il est reconnu dans un nombre croissant de pays européens, et par la Commission Européenne, que ce rôle devra à minima être maintenu, sinon accru, du fait de la tension sur les prix des énergies fossiles, et des contraintes induites par la volonté de limiter les émissions de gaz à effet de serre. En particulier, le SET Plan (Strategic Energy Technology Plan) proposé par la Commission Européenne en novembre 2007 et adopté par les états membres de l'Union en février 2008, considère comme indispensable de compléter dans la décennie à venir la démonstration d'une nouvelle génération de réacteurs pour un nucléaire durable.

L'Europe du développement des technologies nucléaires, rassemblée dans la plateforme SNETP , a défini sa stratégie et ses priorités dans son « Vision Report » publié en septembre 2007, et détaillée dans son « Strategic Research Agenda » publié en mai 2009 : la fission nucléaire pourra apporter une contribution massive décarbonée et durable au mix énergétique européen en s'appuyant sur les réacteurs à neutrons rapides. La technologie des réacteurs refroidis au sodium est considérée comme la filière de référence, alors que deux alternatives seront à explorer sur le plus long terme: les technologies des réacteurs refroidis au gaz et au plomb.

En ligne avec les recommandations du SET Plan, la plateforme SNETP est en train de lancer l'initiative industrielle ESNII (European Sustainable Nuclear Industrial Initiative) qui rassemble industriels et organismes de R&D autour de ce plan d'action.

IV. La collaboration industrielle autour d'ASTRID

Dans le but de lancer les études de conception du prototype ASTRID, le CEA explore actuellement avec plusieurs partenaires industriels (AREVA, EDF, GDF Suez, ALSTOM) de possibles collaborations permettant de mettre à profit les compétences et l'expérience de ces groupes dans les réacteurs à neutrons rapides. Il s'agit également de confirmer le rôle de démonstrateur industriel dévolu à ASTRID qui, s'il nécessite au démarrage l'action régulienne, appelle le plus tôt possible l'implication des industriels. Les discussions sont en bonne voie et il est possible d'espérer un ou plusieurs accords de collaboration au cours du second semestre 2010.

V. Conclusion

En conclusion, la démarche actuelle visant à lancer les études de conception du prototype ASTRID s'appuie sur toute une série de textes officiels montrant la volonté française de mettre au point une filière de réacteurs de 4^{ème} génération. L'accent est mis sur une meilleure utilisation de la ressource en uranium naturel, le multi-recyclage du plutonium et la possibilité de transmutation d'actinides mineurs.

Il faut noter que calendrier des études, qui commencent par un avant-projet sommaire dont la première version sera versée au dossier 2012 prévu par la loi du 28 juin 2006, tient compte du fait que des décisions seront à prendre dans les années qui viennent : décision de continuer ou non les études de conception (2^{ème} phase de l'avant-projet sommaire à décider fin 2012, avant-projet détaillé à décider fin 2014, construction à décider à l'une de ces dates ou ultérieurement...).

VI. Annexe - Extrait du rapport de la Commission sur les priorités stratégiques d'investissement et l'emprunt national

ACTION 11

Objectif

Renforcer la recherche nucléaire, en particulier sur la gestion des déchets radioactifs, et engager le développement des réacteurs électronucléaires de 4^e génération.

Enjeux

- La France s'est engagée à réduire ses émissions de gaz à effet de serre d'un facteur quatre d'ici à 2050 et la garantie de la sécurité de ses approvisionnements énergétiques constitue un enjeu important.
- La France est un acteur majeur de l'industrie nucléaire dans le monde, industrie dont le potentiel de croissance est très élevé avec le souci grandissant et partagé à l'échelle internationale de disposer de sources d'énergies fiables, peu coûteuses et non émettrices de gaz à effet de serre.
- Le développement d'une industrie électronucléaire moderne repose sur l'amélioration des performances et de la sécurité des réacteurs de puissance existants et à venir, ce qui suppose un effort continual de recherche sur les combustibles, les matériaux innovants et les déchets radioactifs. Par ailleurs, la tension sur le marché de l'uranium et la question du traitement du combustible usé plaident pour le développement de la technologie des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, moins consommatrice de combustibles et capable de recycler l'uranium appauvri et le plutonium.
- Compte tenu de son caractère stratégique et de son effet structurant sur l'ensemble de la filière industrielle, la recherche dans le secteur nucléaire justifie des investissements publics importants, dont le retour est élevé sur longue période pour le consommateur (coût faible de l'électricité) et pour l'Etat (dividendes des entreprises publiques du secteur). Un investissement de l'emprunt national dans le développement des technologies nucléaires d'avenir peut utilement servir de catalyseur et d'accélérateur.

Illustration : le CEA a lancé deux projets ambitieux, qui peuvent servir de base à l'industrie nucléaire de demain et lui conserver une avance technologique importante :

- le projet de réacteur de recherche Jules Horowitz, qui doit remplacer le réacteur Osiris à l'horizon 2015 dans le cadre d'une coopération européenne, doit offrir une capacité d'irradiations expérimentales pour étudier le comportement des matériaux et combustibles intervenant dans la production d'électricité à partir de l'énergie nucléaire. Par ailleurs, ce réacteur de recherche permet de sécuriser¹⁴ la production de radioéléments à usage médical (technétium 99m principalement) et offre ainsi une rentabilité à l'investissement public envisagé ;
- le projet Astrid de prototype de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium vise à doter la France, à l'horizon 2020, du premier réacteur de

Préparer les technologies nucléaires de demain

(14) La production de radioisotopes pour l'imagerie médicale connaît une crise mondiale. Le projet de réacteur Jules Horowitz est à ce jour le seul réacteur en cours de construction offrant la possibilité d'un renouvellement de cette capacité de production.

4^e génération au monde et à démontrer à l'échelle industrielle la portée des dernières innovations dans la technologie nucléaire, notamment la transmutation des déchets nucléaires. Ce projet prépare la France aux enjeux de demain, à savoir la question des ressources énergétiques et la sécurité d'approvisionnement, en raison de son excellente utilisation de la ressource en uranium¹⁵ et de sa capacité à recycler le plutonium et à brûler les actinides mineurs. Le prototype Astrid contribuerait, par ailleurs, à la production électrique française (capacité de 500 MW), ce qui permettrait de rentabiliser une partie de l'investissement public nécessaire à son financement.

Atouts

- La France dispose d'avantages comparatifs nombreux, scientifiques, technologiques, industriels et commerciaux dans la filière électronucléaire, grâce à la présence de grandes entreprises et organismes publics (CEA, Areva, EDF).
- La France a structuré depuis plusieurs décennies une filière de gestion des déchets radioactifs et a acquis dans ce domaine une connaissance et un savoir-faire internationalement reconnus. À cet égard, l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) est chargée de la recherche et de la mise en œuvre de solutions de gestion durable, jusqu'au stockage, de tous les déchets radioactifs français.

Faiblesses

- Le développement de la 4^e génération de réacteurs électronucléaires s'inscrit dans un contexte de compétition internationale croissante. L'Inde s'apprête ainsi à mettre en service un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium s'inspirant très fortement des avancées françaises dans ce domaine. Parallèlement, la Russie poursuit le développement de cette technologie.
- Dans l'attente de la mise en service à l'échelle industrielle de la 4^e génération de réacteurs électronucléaires, la gestion des déchets radioactifs demeure une question sensible et appelle des efforts continus de recherche et développement.

Montant et modalités d'action

- La Commission propose, en premier lieu, de donner au CEA les moyens financiers et la visibilité sur plusieurs années nécessaires, d'une part, au développement rapide d'une capacité de recherche et de production de radionucléides à finalité médicale, d'autre part, aux études et à la première phase de construction du prototype de réacteurs de 4^e génération à neutrons rapides. Pour ce faire, un fonds dédié, doté de 900 M€ consomptible et géré par le CEA, pourrait être créé.
- La Commission propose, en second lieu, de soutenir les activités de recher-

(15) Contrairement aux réacteurs actuellement exploités sur le parc nucléaire français et aux futurs EPR, qui ne consomment qu'à peine 1 % de l'uranium naturel, les réacteurs à neutrons rapides ont la capacité de consommer plus de 80 % de la ressource.

che de l'Andra, qui doivent lui permettre d'inventer des solutions innovantes de traitement des déchets radioactifs pour réduire encore leur volume et leur dangerosité. Pour ce faire, un fonds dédié de 100 M€ consomptible, géré par l'Andra, pourrait contribuer au développement de filières de recyclage des métaux et de traitement de déchets contenant une part organique ou chimiquement réactive, dans le cadre du plan national 2009 de gestion des matières et déchets radioactifs en cours de finalisation.

Type de financement : dotations consomptibles.

Cofinancement : recherche systématique de cofinancements privés et étrangers.

Type de retour attendu et gouvernance

Retour attendu :

- retour financier en partie (production de radioéléments à usage médical) ;
- retour socio-économique à long terme (sécurité des approvisionnements, production électrique à faible coût).

Gouvernance :

- création d'un fonds dédié au sein du CEA et dirigé par un comité de pilotage associant l'État pour financer la création d'une capacité d'irradiations expérimentales et lancer la 4^e génération de réacteurs électronucléaires – évaluation périodique indépendante ;
- création d'un fonds dédié au sein de l'Andra et dirigé par un comité de pilotage associant l'État – évaluation périodique indépendante.

ANNEXE 11

**Le cadre législatif et réglementaire applicable
dans les autres pays enrichisseurs**

Le cadre législatif et réglementaire applicable en Russie

- ✓ Cadre juridique actuel pour la gestion des matières et des déchets radioactifs

La Russie n'a pas une loi spécifique, équivalente à la loi française du 28 juin 2006, pour encadrer la gestion des déchets nucléaires. Le cadre juridique actuel s'appuie cependant sur plusieurs lois :

- ◆ Loi sur l'utilisation de l'énergie nucléaire, du 21 novembre 1995 (№ 170-ФЗ) [modifiée au 22/08/04], qui définit notamment les déchets nucléaires.
- ◆ Loi sur la radioprotection de la population, du 9 janvier 1996 (№ 3-ФЗ).
- ◆ Loi sur la protection sanitaire et épidémiologique de la population, du 30 mars 1999 (№ 52-ФЗ).
- ◆ Loi sur la protection de l'environnement, du 10 janvier 2002 (№ 7-ФЗ).
- ◆ La loi fédérale du 1 décembre 2007 № 317-FZ sur « la Corporation d'Etat pour l'énergie nucléaire Rosatom ».
- ◆ Loi sur les particularités de gestion et de l'emploi des biens immobiliers et des actions appartenant aux entreprises dans le domaine de l'utilisation de l'énergie atomique, et relative à des amendements dans certains textes législatifs de la Fédération de Russie, du 5 février 2007 (№ 13-ФЗ) (Loi qui a été qualifiée de loi « tunnel » car destinée à passer sous les obstacles de la restructuration).

Un plan fédéral sectoriel (PFS) « sûreté nucléaire et radioprotection pour les années 2009-2015 » a été établi.

Notons que, en Russie, les combustibles usés, tout comme l'uranium appauvri, ne sont pas considérés comme des déchets mais comme des matières valorisables.

- ✓ Evolution prévue du cadre juridique : plusieurs projets de loi en cours

Le 20 janvier 2010, la Douma a adopté en première lecture le **projet de loi sur « la gestion des déchets radioactifs »**. Le projet de loi encadre la gestion des déchets déjà accumulés et ceux à venir. Rosatom deviendrait l'organe gouvernemental dans le domaine de la gestion des déchets nucléaires. De plus les producteurs de déchets devraient payer pour leur stockage. Le texte prévoit :

- une nouvelle classification des déchets nucléaires (8 catégories, selon le niveau d'activité TFA / FA / MA / HA¹, et la vie courte / longue) ;
- des amendements à certains articles des lois susmentionnées ;
- des dispositions relatives à la propriété des déchets nucléaires.

Une seconde loi est prévue (texte élaboré, à introduire au Parlement en 2010) spécifiquement sur **la gestion du combustible usé**. Les principes directeurs du projet de loi seraient les suivants : traitement des combustibles usés ; développement technologiques pour les opérations d'entreposage à long terme des combustibles usés, de leur traitement, du recyclage des matières nucléaires, et du stockage géologique profond des déchets ultimes ; constitution d'un opérateur national en charge de l'ensemble des opérations d'entreposage à long terme des combustibles usés, de leur traitement-recyclage, du traitement et du conditionnement des déchets (cet organisme aura le monopole de ces activités et recevra paiement de la part des propriétaires initiaux des combustibles usés pour en devenir lui-même propriétaire) ; création d'un centre national de l'aval du cycle, couvrant l'ensemble des activités.

¹

Très faible activité, faible activité, moyenne activité et haute activité

- ✓ Dispositions relatives aux déchets étrangers et aux combustibles usés étrangers

La loi russe actuelle **interdit² l'importation en Russie de déchets radioactifs.**

L'**importation de combustible nucléaire usé** provenant de l'étranger est en revanche autorisée, puisqu'un combustible usé n'est pas considéré comme un déchet radioactif. Une procédure spécifique pour l'importation de combustibles usés étrangers avait ainsi été encadrée par décret gouvernemental en 1995 : il était prévu que les déchets radioactifs (sans perspective d'utilisation en Russie) soient retournés au pays fournisseur.

De même, la loi du 10 juillet 2001 (№ 93-Ф3) prévoit que : « *L'importation en Fédération de Russie, en provenance des Etats étrangers, des assemblages combustibles irradiés issus des réacteurs nucléaires dans le but de leur entreposage provisoire et/ou retraitement est autorisée au cas où l'expertise environnementale publique ou autres expertises publiques du projet concerné prévues par la loi de la Fédération de Russie sont faites, la réduction globale du risque de l'impact radiologique et l'amélioration de la sécurité environnementale (radioprotection) suite à la mise en œuvre du projet concerné sont justifiées. [...] Les modalités d'importation en Fédération de Russie des assemblages combustibles irradiés issus des réacteurs nucléaires sont à spécifier par le Gouvernement de la Fédération de Russie, elles découlent des principes essentiels de non-prolifération des armes nucléaires, de protection de l'environnement et d'intérêts économiques de la Fédération de Russie, en tenant compte de la priorité du droit de retourner les déchets radioactifs issus du retraitement au pays d'origine des matières nucléaires ou d'assurer leur retour.* »

La Russie distingue les combustibles usés de **fabrication étrangère** des combustibles usés de **fabrication russe** (indépendamment de leur lieu d'irradiation). Pour les combustibles usés de fabrication étrangère, leur importation en Russie doit faire l'objet d'une approbation par une commission spéciale établie par le président russe. Des limites annuelles d'importation sont définies. Les contrats d'importation de combustibles usés d'origine étrangère doivent spécifier les conditions du retour des déchets radioactifs ; tandis que les contrats d'importation de combustibles usés de fabrication russe peuvent prévoir les conditions d'un maintien supplémentaire des déchets radioactifs en Russie (aucune obligation d'expédition des colis de déchets vers les pays utilisateurs n'est ici requise).

- ✓ Prise de propriété de l'uranium appauvri par l'enrichisseur

La pratique industrielle courante est que l'uranium appauvri issu de l'enrichissement devient propriété de l'enrichisseur. De fait, son entreposage est de la responsabilité de TENEX (l'industriel réalisant l'enrichissement) et de la Russie, sous le contrôle de l'autorité de sûreté.

Cette cession de propriété était d'ailleurs jusqu'à récemment une obligation législative ; ce n'est que depuis la loi du 5 février 2007 (« loi tunnel ») que la législation russe reconnaît la notion de propriété de matières radioactives par un autre Etat, dans les termes suivants : « *La Fédération de Russie reconnaît le droit de propriété des Etats étrangers, des personnes morales étrangères vis-à-vis des matières nucléaires et des produits de leur retraitement importées en Fédération de Russie ou acquises en Fédération de Russie.* »

² Article 48 de la loi fédérale du 10 janvier 2002 : « L'importation en Fédération de Russie, en provenance des Etats étrangers, des déchets radioactifs, sur la base des accords d'entreposage, et notamment d'enfouissement, ainsi que de noyage, l'envoi (dans le but d'enfouissement) dans l'espace des déchets radioactifs et des matières nucléaires sont interdits, à l'exception des cas spécifiés par la présente Loi fédérale. »

Le cadre législatif et réglementaire applicable Etats-Unis

- ✓ La gestion des déchets de faible activité (Low Level Waste)

La gestion des déchets de faible activité est régie par le Low Level Radioactive Waste Policy Act de 1980, amendé en 1985³, qui transfère la responsabilité des déchets de faible activité aux Etats. Cette loi incite les Etats soit à construire leur propre centre de stockage soit à se rassembler en « compacts », assimilables à des groupes d'intérêt généraux rassemblant plusieurs Etats. Il y a actuellement 3 centres de stockage des déchets aux Etats-Unis à Clive dans l'Utah, Barwell en Caroline du Sud et Richland dans l'état de Washington. L'ouverture d'un 4ème site est prévue en juillet 2010 à Andrews, Texas. Le DOE⁴ possède quant à lui une douzaine de sites de stockage pour sa production de Low Level Waste, les principaux se trouvant sur les sites des laboratoires nationaux.

- ✓ La gestion des combustibles usés et des déchets de haute activité (High Level Waste)

La gestion du combustible usé est dictée par le Nuclear Waste Policy Act de 1982⁵ qui donne la responsabilité du combustible usé (considéré comme un déchet) au DOE, et exige le stockage des déchets de haute activité dans un site géologique. La NWPA établit un bureau au sein du DOE chargé de développer un tel site de stockage (l'Office of Civilian Radioactive Waste Management) et oblige les électriciens à payer une taxe pour le Nuclear Waste Fund qui finance les coûts civils du programme. En 1987, le NWPA a été amendé pour retenir comme site unique celui de Yucca Mountain dans l'état du NEVADA ; cependant, en 2009, l'administration Obama a décidé d'arrêter le projet laissant les Etats-Unis dans l'attente d'une solution à long terme pour le stockage du combustible usé, qui est actuellement entreposé sur le site des centrales. Les alternatives à Yucca Mountain vont être étudiées par la commission « Blue Ribbon », installée par le Président des Etats Unis en février 2010, et qui devra rendre ses premières conclusions dans 18 mois au plus tard.

- ✓ La gestion de l'uranium appauvri :

Aux Etats-Unis, le DOE est responsable de la gestion de l'uranium appauvri qui a été produit dans ses installations. La branche enrichissement du DOE a été privatisée en 1993, avec la création de l'USEC, qui a repris les installations du DOE. A ce titre, le DOE conserve la propriété de 145 000 tonnes d'UF₆ qui couvraient la production préalable à sa privatisation et 3 ans de production complémentaire.

Dans le cadre de contrats commerciaux entre électriciens et enrichisseurs comme Areva, Urenco ou l'USEC, la propriété (et donc la responsabilité) de l'uranium appauvri revient, dans la grande majorité des cas, à l'entreprise d'enrichissement. C'est pourquoi l'USEC entrepose d'importantes quantités d'uranium appauvri qui seront converties sous une forme plus stable dans des usines de conversion à Portsmouth et Paducah actuellement en construction.

- ✓ La gestion des matières étrangères :

En décembre 2009 la chambre des représentants a voté un projet de loi visant à interdire l'importation des déchets de faible activité d'origine étrangère. Ce projet de loi fait suite à un procès en cours d'appel entre EnergySolution et les compacts du Nord Ouest.

En effet EnergySolution souhaite importer 20 000 tonnes de déchets de faible activité en provenance d'Italie, pour les traiter puis les stocker dans son établissement de l'Utah, mais les représentants des Etats s'y opposent.

Dans une autre mesure, le programme de non prolifération Global Threat Reduction Initiative (dans la continuité du programme RERTR⁶) vise à sécuriser les matériaux nucléaires vulnérables qui pourraient mettre en danger la sécurité des Etats-Unis et de la communauté internationale. A ce titre le GTRI⁷ a permis le rapatriement de combustible hautement enrichi neuf et usé en Russie et aux Etats-Unis ainsi que des sources radioactives qui, dans le cadre du projet Offsite Source Recovery Project, ont été récupérées par le laboratoire de Los Alamos.

³ <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr0980/v2/sr0980v2.pdf>

⁴ Département de l'énergie des Etats-Unis

⁵ http://www.ocrwm.doe.gov/uploads/files/nwpa_2004.pdf

⁶ Programme américain de réduction de l'enrichissement pour les réacteurs de recherche et d'essai

⁷ Organisme de recherche dénommé Georgia Tech Research Institute

Concernant les déchets de haute activité, il n'existe pas de loi interdisant leur importation aux Etats-Unis. Cependant, ce sujet étant très sensible, il est probable que si la question devait se poser, hors le cas de sécuriser des matières, le Congrès américain mettrait en place une législation pour interdire de telles importations. La question pourrait d'ailleurs se poser prochainement, dans le cadre des réflexions sur les stratégies de gestion du combustible usé à promouvoir dans un cadre international et à certaines options « Cradle to Grave »⁸ encouragées par les Etats-Unis : dans ces schémas, les Etats fournisseurs conserveraient la responsabilité du combustible usé, dès lors qu'ils en seraient les fournisseurs. Ils pourraient alors être amenés à reprendre ce combustible (après irradiation dans un pays tiers client) sur leur territoire, si les schémas de stockage régionaux imaginés à ce jour au plan international venaient à défaillir.

Le cadre législatif et réglementaire applicable Royaume-Uni

- ✓ Dispositions relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs

La gestion des matières et déchets radioactifs est l'objet d'une multitude de textes (Act, White-Paper...) apportant leur contribution au sujet, dont les principaux sont les suivants :

- Le document de référence : *Review of Radioactive Waste Management Policy 1995 (Cm2919)*⁹, qui décrit la stratégie officielle en matière de gestion des déchets et des matières, la catégorisation et la gestion des déchets radioactifs, les considérations sur le combustible usé et le cycle ;
- Autre document de référence : *Managing Radioactive Waste Safely –White Paper / Geological Disposal 2008*¹⁰, qui décrit toutes les étapes vers la réalisation d'un stockage géologique ;
- *Radioactive Substances Act 1993*¹¹ : définition sommaire de matière radioactive et déchet radioactif, autorisations, utilisations, stockage ;
- *Energy Act 2004*¹² : création du Nuclear Decommissioning Authority, établissement public non gouvernemental, en charge, entre autres, de l'établissement et de la mise en œuvre d'une stratégie de gestion sûre des déchets britanniques (y compris stockage) ; sécurité des activités nucléaires ;
- *White Paper on Nuclear Power 2008*¹³ : Stratégie du gouvernement : « New build » nécessaire, investissements privés ; Suite aux recommandations du CoWRM, consultation nationale sur le stockage géologique (*Managing Radioactive Waste Safely*). Le traitement des combustibles des futurs réacteurs n'est pas envisagé, mais cette stratégie pourrait être réexaminée dans le futur ;
- *Environmental Protection, England and Wales 2010*¹⁴ : loi en cours de discussion au Parlement, qui traitera de tous les risques vis-à-vis de l'environnement, en incluant le nucléaire, et qui prendra le relais de la loi de 1993.

- ✓ Dispositions relatives au stockage de déchets étrangers

Le Review of Radioactive Waste Management Policy de 1995, dans lequel le principe de sûreté est toujours mis en avant, mentionne que :

- Les transferts de déchets avec l'étranger doivent être minimisés : seulement pour traitement ;
- Les déchets résultants du traitement de combustibles usés étrangers doivent retourner dans le pays producteur, des « substitutions » restant envisageables. Ce principe de « waste substitution » permet aux clients étrangers de ne pas se voir attribuer des déchets de basse et moyenne activité (non-vitrifiés), en contrepartie d'un surcroît de déchets vitrifiés (d'origine britannique).

- ✓ Prise de propriété de l'uranium appauvri par l'enrichisseur

L'uranium appauvri après une opération d'enrichissement devient propriété de l'enrichisseur. Les contrats d'enrichissement passés à Urenco/Capenhurst ou à l'étranger se sont accompagnés de la session de l'uranium appauvri à l'enrichisseur.

⁸ « du berceau au tombeau »

⁹ Non disponible sur internet. Le Department of Energy and Climate Change est chargé de rédiger une nouvelle version réactualisée de ce document.

¹⁰ www.berr.gov.uk/files/file43006.pdf

¹¹ www.opsi.gov.uk/ACTS/acts1993/ukpga_19930012_en_1

¹² www.opsi.gov.uk/Acts/acts2004/ukpga_20040020_en_1

¹³ www.berr.gov.uk/files/file43006.pdf

¹⁴ www.opsi.gov.uk/acts/acts2008/ukpga_20080032_en_1

Cette possibilité de transfert de la propriété de l'uranium appauvri à l'enrichisseur implique, au regard du cadre réglementaire prévu par le Review of Radioactive Waste Management de 1995, que l'uranium appauvri n'est pas considéré comme un déchet radioactif. Par ailleurs un rapport de l'Autorité de sûreté britannique (HSE) sur l'installation de Capenhurst précise que l'uranium appauvri ne doit pas être considéré comme un déchet tant qu'il est économiquement viable.

Le cadre législatif et réglementaire applicable Pays-Bas

✓ Cadre législatif

Aux Pays-Bas, il n'existe pas de réglementation spécifique qui interdise ou permette l'importation de déchets radioactifs d'origine étrangère. La seule réglementation pertinente s'agissant des mouvements de déchets radioactifs est la Directive Euratom 2006/117 relative à la surveillance et au contrôle des transferts de déchets radioactifs et de combustible nucléaire usé. La transposition a été réalisée en droit néerlandais via un décret intitulé "Besluit in-, uit- en doorvoer van radioactieve afvalstoffen en bestraalde splijtstoffen" (Décret sur l'importation, l'exportation et le transit de déchets radioactifs et de combustible nucléaire usé) du 27 mars 2009 publié au Journal Officiel.

En matière d'entreposage de matières radioactives, il n'existe aucune disposition dans la législation nationale néerlandaise.

✓ Principes

Le gouvernement a confié la responsabilité de la gestion des déchets au COVRA (Central Organisation for Radioactive Waste) qui gère l'installation de Vlissingen-Oost. COVRA est compétent pour tous les déchets radioactifs sauf les déchets qui ont une période d'une durée inférieure à 100 jours.

Le COVRA est le propriétaire des déchets produits aux Pays-Bas.

En ce qui concerne l'uranium appauvri, celui-ci reste la propriété de l'enrichisseur. Toutefois, lorsque qu'on transforme cet uranium appauvri en U₃O₈, il devient la propriété du COVRA, qui est chargé de l'entreposer, sous une forme qui permettra le cas échéant sa valorisation dans le cadre du déploiement de la 4^{ème} génération.

Le cadre législatif et réglementaire applicable Allemagne

✓ Cadre législatif

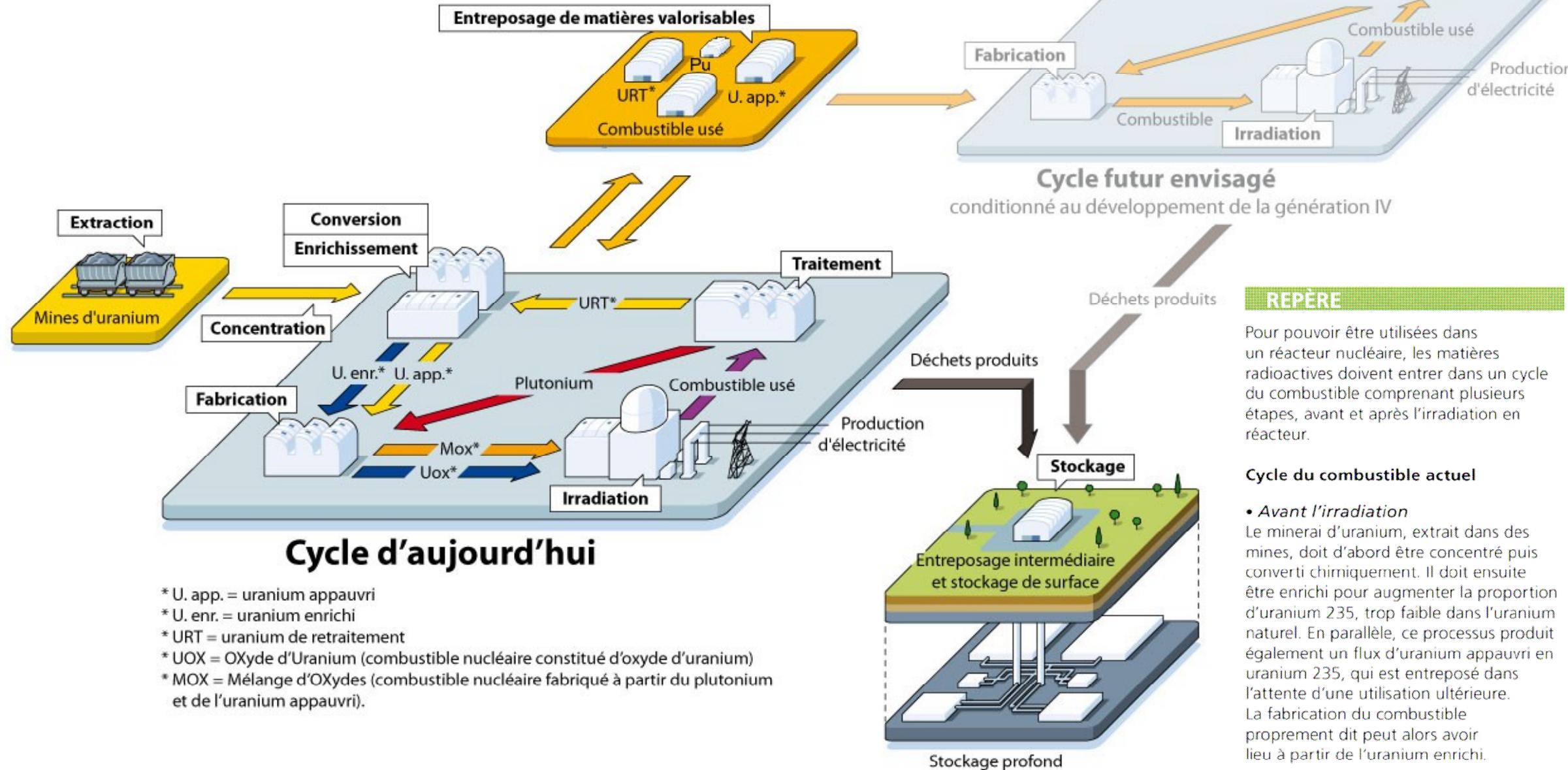
En Allemagne, l'ensemble de la réglementation concernant les mouvements transfrontières de déchets radioactifs à partir ou à destination de l'Allemagne est réglementé par le "Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle oder abgebrannter Brennelemente (Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung)" (Ordonnance sur les mouvements de déchets nucléaires) du 30 avril 2009 (troisième attachement), qui transpose également la Directive 2006/117/Euratom.

✓ Principes

S'agissant de la question spécifique du stockage, l'article 10 de l'ordonnance précitée établit une interdiction de l'importation des déchets radioactifs provenant d'États tiers si cette importation vise à un entreposage temporaire ou à une évacuation finale de ceux-ci, alors que l'article 14 rend un tel entreposage possible dès lors que les matières proviennent d'un État membre de l'Union Européenne (même si l'évacuation finale est rendue impossible par les statuts de l'unique site de stockage allemand).

En ce qui concerne l'uranium appauvri, les stocks qui sont issus des opérations d'enrichissement menées par URENCO et qui sont conservés en Allemagne sont la propriété d'URENCO.

Schéma de principe des étapes du cycle du combustible nucléaire



* U. app.= uranium appauvri

* U. enr.= uranium enrichi

* URT = uranium de retraitement

* UOX = Oxyde d'Uranium (combustible nucléaire constitué d'oxyde d'uranium)

* MOX = Mélange d'Oxydes (combustible nucléaire fabriqué à partir du plutonium et de l'uranium appauvri).

REPÈRE

Pour pouvoir être utilisées dans un réacteur nucléaire, les matières radioactives doivent entrer dans un cycle du combustible comprenant plusieurs étapes, avant et après l'irradiation en réacteur.

Cycle du combustible actuel

• Avant l'irradiation

Le minerai d'uranium, extrait dans des mines, doit d'abord être concentré puis converti chimiquement. Il doit ensuite être enrichi pour augmenter la proportion d'uranium 235, trop faible dans l'uranium naturel. En parallèle, ce processus produit également un flux d'uranium appauvri en uranium 235, qui est entreposé dans l'attente d'une utilisation ultérieure. La fabrication du combustible proprement dit peut alors avoir lieu à partir de l'uranium enrichi.

• L'irradiation

Afin de produire de l'électricité, le combustible est ensuite irradié pendant trois à quatre ans environ dans le réacteur.

• Après l'irradiation

A l'issue de cette étape, 96 % du combustible a encore un potentiel énergétique important (uranium et plutonium). 4 % du combustible ne peut plus être valorisé et constitue donc un déchet.

L'opération de traitement des combustibles usés permet d'en extraire les matières valorisables afin de les recycler. Le plutonium est recyclé sous forme de combustible dit MOX en intégrant aussi de l'uranium appauvri, qui peut ensuite être irradié dans les réacteurs français. L'uranium issu du traitement peut être réenrichi pour être irradié une nouvelle fois dans certains réacteurs français.

L'opération de traitement permet également de conditionner les déchets issus des combustibles usés. Ces déchets contiennent l'essentiel de la radioactivité (d'autres déchets sont produits aux différentes étapes du cycle du combustible). Ces déchets doivent être conditionnés avec comme option de référence pour leur gestion à long terme un stockage définitif.

Cycle du combustible futur

Un autre cycle du combustible, sur lequel des recherches sont actuellement menées, permettrait à l'avenir d'utiliser les quantités d'uranium appauvri, d'uranium de traitement et de combustible usé actuellement entreposées dans l'attente d'une valorisation. Ce cycle comprendrait en particulier des réacteurs dits de 4^e génération. Ce cycle produirait également des déchets radioactifs.