

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

Présentation du « Cycle du combustible » français en 2018

Le 27 juillet 2018

Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire
C/O DGPR – 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>SYNTHÈSE</u>	5
<u>I INTRODUCTION</u>	14
I.1 CONTEXTE DE LA MISE À JOUR	14
I.2 EN BREF : LES DOCUMENTS « CADRE » EN MATIÈRE DE POLITIQUES ÉNERGÉTIQUE ET DE GESTION DES MATIÈRES ET DES DÉCHETS RADIOACTIFS	15
I.3 EN BREF : LES ACTEURS INDUSTRIELS ET INSTITUTIONNELS DU « CYCLE DU COMBUSTIBLE » EN FRANCE	16
I.4 DÉFINITIONS DÉCHETS / MATIÈRES	18
<u>II PRÉSENTATION DÉTAILLÉE DU « CYCLE DU COMBUSTIBLE »</u>	19
II.1 PRÉSENTATION GÉNÉRALE	19
II.2 PRÉSENTATION DE L'URANIUM ET DE SES DIFFÉRENTES FORMES	23
II.2.1 L'URANIUM NATUREL.....	24
II.2.2 LES DIFFÉRENTES FORMES DE L'URANIUM DANS LE « CYCLE DU COMBUSTIBLE »	26
II.2.3 LES AUTRES RADIONUCLÉIDES DU « CYCLE »	28
II.2.3.1 Le plutonium.....	28
II.2.3.2 Les actinides mineurs	28
II.2.3.3 Les produits de fission.....	29
II.3 LES ÉTAPES DU « CYCLE DU COMBUSTIBLE »	29
II.3.1 L'AMONT DU « CYCLE DU COMBUSTIBLE ».....	29
II.3.1.1 L'extraction de l'uranium	29
II.3.1.2 La conversion et l'enrichissement de l'uranium.....	30
II.3.1.3 La fabrication du combustible à l'uranium naturel enrichi (« UNE »).....	34
II.3.1.4 Le « cœur » du « cycle du combustible » : l'irradiation en réacteur.....	34
II.3.2 L'AVAL DU « CYCLE DU COMBUSTIBLE »	35
II.3.2.1 L'entreposage en piscine de refroidissement près du réacteur.....	35
II.3.2.2 L'entreposage en piscine de refroidissement à La Hague.....	36
II.3.2.3 Le retraitement des combustibles usés sur le site de La Hague	36
II.3.2.4 L'entreposage d'URT et le recyclage du plutonium	38
II.3.2.4.1 L'entreposage d'URT.....	38
II.3.2.4.2 Le recyclage du plutonium	38
II.3.2.4.2.1 La fabrication du combustible MOX.....	38
II.3.2.4.2.2 La valorisation sous forme de combustible MOX.....	40
II.3.2.4.2.3 La gestion du stock de plutonium.....	42
II.3.2.5 Point sur les entreposages de combustibles usés	45
II.3.2.6 La gestion des déchets ultimes	46
II.3.2.6.1 Les stériles miniers et les résidus de traitement.....	46
II.3.2.6.2 Les déchets ultimes directement issus des assemblages de combustible usé	47
II.3.2.6.2.1 Les assemblages combustibles UNE usés	47
II.3.2.6.2.2 Les assemblages de combustibles MOX usés.....	49
II.3.2.6.2.3 Les assemblages de combustibles URE usés.....	49
II.3.2.6.3 Les déchets liés à l'exploitation et au démantèlement des installations du « cycle du combustible »	49
II.3.2.6.4 Zoom sur Cigéo	50
<u>III CADRE STRATÉGIQUE MIS EN PLACE PAR L'ÉTAT</u>	52
III.1 CONTEXTES RÉGLEMENTAIRES DE LA GESTION DES MATIÈRES ET DES DÉCHETS	52
III.1.1 CONTEXTE INTERNATIONAL	52

III.1.2	CONTEXTE EUROPÉEN	52
III.2	PLAN NATIONAL DE GESTION DES MATIÈRES ET DES DÉCHETS RADIOACTIFS	53
III.3	LA PROGRAMMATION PLURIANNUELLE DE L'ÉNERGIE (PPE)	54
III.4	L'INVENTAIRE NATIONAL DES MATIÈRES ET DÉCHETS RADIOACTIFS	55
III.5	MÉCANISMES DE CLASSIFICATION DES MATIÈRES ET DÉCHETS RADIOACTIFS.....	56
<u>IV LES TRANSPORTS ET MOUVEMENTS INTERNATIONAUX DE MATIÈRES ET DÉCHETS RADIOACTIFS</u>		
<u>58</u>		
IV.1	TRANSPORTS DE SUBSTANCES RADIOACTIVES	58
IV.1.1	RÉGLEMENTATION DES TRANSPORTS DE SUBSTANCES RADIOACTIVES AU TITRE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE ET DE LA RADIOPROTECTION	58
IV.1.2	RÉGLEMENTATIONS AU TITRE DE LA PROTECTION CONTRE LES ACTES DE MALVEILLANCE	60
IV.2	TRANSFERTS ENTRE ÉTATS DE COMBUSTIBLE USÉ ET DE DÉCHETS RADIOACTIFS	60
IV.3	MOUVEMENTS INTERNATIONAUX DE MATIÈRES NUCLÉAIRES.....	61
<u>V LA TRANSPARENCE DU « CYCLE » : ETAT DES LIEUX ET PERSPECTIVES EN MATIÈRE D'INFORMATION ?.....</u>		
<u>62</u>		
V.1	LE SUIVI DES 7 RECOMMANDATIONS DU RAPPORT DE 2010.....	62
V.2	INFORMATIONS MISES À DISPOSITION DU PUBLIC SUR LE « CYCLE DU COMBUSTIBLE » PAR L'ENSEMBLE DES ACTEURS INDUSTRIELS ET INSTITUTIONNELS INTÉRESSÉS	65
V.3	RECOMMANDATIONS DU HCTISN	67
<u>GLOSSAIRE.....</u>		
<u>71</u>		
<u>TABLE DES ILLUSTRATIONS</u>		
<u>73</u>		
<u>ANNEXES.....</u>		
<u>74</u>		
<u>ANNEXE 1 : UN CONTEXTE DE CONCURRENCE ET UN BESOIN DE SÉCURISATION DES APPROVISIONNEMENTS.....</u>		
<u>75</u>		
<u>ANNEXE 2 : « CYCLE DU COMBUSTIBLE », LES STRATÉGIES D'AUTRES PAYS.....</u>		
<u>77</u>		
<u>ANNEXE 3 : QUANTITÉS DE COMBUSTIBLE CHARGÉ, ÉVACUÉ, TRAITÉ ENTRE 2010 ET 2016 (DONNÉES EDF).....</u>		
<u>81</u>		
<u>ANNEXE 4 : LES « TEMPS » DU « CYCLE DU COMBUSTIBLE »</u>		
<u>83</u>		
<u>ANNEXE 5 : PERSPECTIVES DE VALORISATION DE L'URANIUM APPAUVRI.....</u>		
<u>85</u>		
<u>ANNEXE 6 : PERSPECTIVES DE VALORISATION DE L'URT</u>		
<u>88</u>		
<u>ANNEXE 7 : PERSPECTIVES D'ÉVOLUTION DU « CYCLE » SUR LE LONG TERME.....</u>		
<u>91</u>		
<u>ANNEXE 8 : STRATÉGIE DE GESTION DES CAPACITÉS D'ENTREPOSAGE DES COMBUSTIBLES USÉS.....</u>		
<u>96</u>		
<u>ANNEXE 9 : POINT DE VUE DES TROIS ASSOCIATIONS.....</u>		
<u>98</u>		

ANNEXE 10 : INFORMATIONS ET COMMUNICATIONS PUBLIÉES À DESTINATION DU PUBLIC SUR LEUR SITE INTERNET RESPECTIF..... 99

ANNEXE 11 : CONTRIBUTION DU SYNDICAT UNSA-SPAEN 101

Synthèse

Le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN), instance de concertation et de débat sur les risques liés aux activités nucléaires et l'impact de ces activités sur la santé des personnes, sur l'environnement et sur la sécurité nucléaire, a décidé au cours d'une réunion plénière, le 5 octobre 2017, de procéder à un nouvel état des lieux de la gestion des flux et des stocks de matières et de déchets radioactifs produits aux différents stades du « cycle du combustible ». Ce nouvel état des lieux fait suite à celui que le HCTISN avait réalisé en 2010 en réponse à une saisine du ministre d'État, en charge de l'écologie, et de l'Office Parlementaire d'Évaluation des Choix Scientifiques et Technologiques (OPECST), qui souhaitaient recueillir son analyse et son avis sur la transparence sur ce sujet.

Un groupe de travail dédié composé d'une parlementaire, d'associations de protection de l'environnement, de responsables d'activités nucléaires, d'organisations syndicales, de représentants des commissions locales d'information, de personnalités choisies pour leur compétence scientifique et de représentants de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et de services de l'État s'est réuni à cinq reprises entre janvier et juin 2018 pour procéder à ce nouvel état des lieux du « cycle du combustible » et à son analyse.

Ce rapport analyse les flux et stocks de matières et de déchets radioactifs dans le cadre de l'utilisation à des fins civiles de matières radioactives pour la production d'électricité française. Son objectif n'est pas d'évaluer les orientations de la filière nucléaire française mais d'analyser les différentes étapes du « cycle du combustible » tel qu'il est mis en œuvre actuellement en France.

Le HCTISN s'est efforcé de présenter ces données de façon pédagogique afin de faciliter la lecture du rapport et sa compréhension. La présentation détaillée du « cycle du combustible » figurant au § III du rapport se base ainsi sur des chiffres correspondant à des ordres de grandeur représentatifs du « cycle » tel qu'il fonctionne aujourd'hui. Ces chiffres s'appuient notamment sur un chargement annuel de 1200 tonnes de combustibles, représentant la quantité totale de combustibles chargés annuellement dans les réacteurs du parc électronucléaire français. *L'Annexe 3 : Quantité de combustible chargé, évacué et traité de 2010 à 2016* du rapport présente, en complément, les chiffres réels des chargements de combustibles et du retraitement de 2010 à 2016.

1. État des lieux du « cycle du combustible » français en 2018

La gestion du « cycle du combustible » mise en œuvre en France est qualifiée de « cycle fermé ». Il s'agit d'une gestion pour laquelle une partie des combustibles usés sortant des réacteurs subissent un retraitement dans des usines spécialisées à l'issue duquel certaines matières sont recyclées, par opposition à une gestion qualifiée de « cycle ouvert » pour laquelle les matières valorisables des combustibles usés ne sont pas recyclées, les combustibles usés constituant alors des déchets qui sont entreposés « sous eau » ou à « sec » en attendant un stockage définitif.

Le parc nucléaire français utilise en premier lieu du combustible nucléaire dit « à l'uranium naturel enrichi » (combustible UNE) obtenu à partir de l'enrichissement d'environ 7 800 tonnes d'uranium naturel par an. Cette opération d'enrichissement, précédée d'une étape de transformation chimique de l'uranium naturel en hexafluorure d'uranium (UF₆) dite de conversion (ou fluoration), génère par ailleurs environ 6 720 tonnes d'uranium appauvri chaque année¹.

¹ Il convient de noter toutefois que la quantité d'uranium appauvri générée peut varier sensiblement en fonction de la teneur résiduelle en uranium 235 (cf. Figure 9 p. 33).

Le combustible UNE usé sortant des réacteurs après utilisation est entreposé en piscine près des réacteurs, puis transporté vers l'usine Orano Cycle de La Hague où, après une période de quelques années d'entreposage sous eau, il fait l'objet d'un retraitement à l'issue duquel sont séparés le plutonium (1 %), l'uranium de retraitement dit « URT » (95 %) et les déchets ultimes (4 % constitués de produits de fission et d'actinides mineurs).

Actuellement, les 10,8 tonnes de plutonium produites annuellement à l'issue du retraitement des combustibles UNE usés sont associées à de l'uranium appauvri, et sont valorisées comme combustible dit « MOX » (Mélange d'Oxydes de plutonium et d'uranium appauvri) (cf. § II.3.2.4.2 *Le recyclage du plutonium*). Le combustible MOX est utilisé dans le cadre du fonctionnement de 22 réacteurs de 900 MWe du parc électronucléaire français et contribue à la production de 10 % de l'électricité nucléaire française. Il convient de noter que le niveau de traitement des combustibles UNE usés est adapté aux besoins nécessaires à la fabrication de combustibles MOX et à la capacité des tranches du parc à recevoir du combustible MOX afin d'éviter l'entreposage de « plutonium séparé » en quantité supérieure à celle nécessitée par le fonctionnement du « cycle », conformément au traité sur la non-prolifération du 1^{er} juillet 1968. Le combustible MOX d'EDF usé ne fait pas l'objet actuellement de traitement et est entreposé sous eau dans l'usine Orano Cycle de La Hague.

Par ailleurs, de 1994 à 2013, une partie de l'uranium de retraitement (URT) a été ré-enrichie et utilisée pour la fabrication de combustible dit « à l'uranium de retraitement enrichi » (combustible URE) dans le cadre du fonctionnement des 4 réacteurs de 900 MWe de la centrale nucléaire de Cruas (cf. les quantités annuelles de combustible URE chargées au sein des différents réacteurs de la centrale nucléaire de Cruas entre 1994 et 2013 présentées à l'Annexe 6 : *Perspectives de valorisation de l'URT*). Depuis 2013, l'uranium de retraitement (URT) obtenu à l'issue du retraitement des combustibles UNE usés n'est pas valorisé. L'interruption de la valorisation de cet uranium de retraitement en 2013 a été décidée pour des raisons industrielles, économiques et environnementales. EDF a décidé récemment de reprendre à partir de 2023 le recyclage de l'uranium de retraitement dans certains de ses réacteurs afin d'utiliser au mieux les matières nucléaires issues du traitement des combustibles UNE et de stabiliser puis réduire à terme le stock d'uranium de retraitement actuellement entreposé sur le site Orano Cycle du Tricastin.

Ainsi, si l'on fait un zoom sur les taux de recyclage actuellement constatés en France :

Sur 1 200 tonnes de combustibles chargées chaque année dans les réacteurs, 120 tonnes sont des combustibles MOX fabriqués à partir des 10,8 tonnes de plutonium recyclé.

Si l'on comptabilise les quantités de matières recyclées, il convient de considérer un taux de recyclage inférieur à 1% correspondant au rapport 10,8 t (matières recyclées) / 1 200 t (matières totales chargées).

Si l'on considère le potentiel énergétique des matières, on peut considérer que la fraction économisée de combustible frais à l'uranium naturel enrichi permise par le recyclage du plutonium conduit à établir le rapport 120 t (combustibles issus du recyclage) / 1 200 t (totalité des combustibles), ce qui représente un taux de recyclage de 10%². C'est également un taux de 10% qu'il convient de retenir si on considère l'économie d'uranium naturel permise par le combustible MOX (au total 18 000 t d'uranium naturel ont été économisées depuis 1987).

² Ce taux s'élèverait à 16 % avec la reprise du recyclage de l'uranium de retraitement sur les 4 réacteurs de Cruas (ces réacteurs fonctionneraient avec 74 t d'URE par an environ).

Pour ce qui concerne les déchets ultimes issus du traitement des combustibles usés, ceux-ci appartiennent à deux catégories :

- Les produits de fission et les actinides mineurs, produits à hauteur de 43,2 tonnes par an, sont calcinés et incorporés dans une matrice de verre conditionnée dans des Conteneurs Standards de Déchets Vitriifiés (CSD-V). Ces déchets sont de type Haute Activité (HA). Environ 815 colis (147 m³) de déchets de ce type sont produits annuellement.
- Les déchets de structure sont constitués des coques et embouts métalliques (structures métalliques des assemblages combustibles). Ces déchets sont des déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL) et représentent environ 370 tonnes par an. Ils sont compactés sous forme de galettes, qui sont ensuite conditionnées dans des Conteneurs Standards de Déchets Compactés (CSD-C). Environ 706 colis (123 m³) de déchets de ce type sont produits annuellement.

Ces déchets sont actuellement entreposés dans des installations dédiées de l'établissement Orano Cycle de La Hague et sont destinés à être stockés dans le centre de stockage en couche géologique profonde de déchets radioactifs en projet dénommé Cigéo. D'après les prévisions, les premiers CSD-C et CSD-V produits rejoindront respectivement le projet de stockage en 2030 et 2076, ces délais s'expliquant par le temps nécessaire au refroidissement des colis.

Cigéo, le projet français de centre de stockage géologique profond de déchets radioactifs, est conçu pour stocker les déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue produits par l'exploitation de l'ensemble des installations nucléaires actuelles, jusqu'à leur démantèlement, et par le traitement des combustibles usés en provenance des centrales nucléaires. Ce projet, détaillé au § II.3.2.6.4 *Zoom sur Cigéo*, a fait l'objet du dépôt en avril 2016, par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) auprès de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), d'un dossier d'options de sûreté (DOS) marquant ainsi l'entrée du projet dans un processus encadré par la réglementation relative aux installations nucléaires de base (INB). A la suite de la phase d'instruction de ce dossier, au cours de laquelle elle s'est appuyée sur l'expertise de l'IRSN, l'ASN a publié en janvier 2018 un avis positif sur ce dossier en le qualifiant de « documenté et étayé ». Soulignant la maturité du projet et les progrès significatifs dans l'acquisition des connaissances et dans la conception, l'ASN a identifié néanmoins des sujets sur lesquels l'Andra devra apporter des éléments de justification complémentaires dans la demande d'autorisation de création.

Après l'organisation d'un débat public en 2013 sur le projet de ce centre de stockage de déchets radioactifs à la suite duquel plusieurs ajustements ont été apportés au projet avec, notamment, l'intégration d'une phase industrielle pilote au démarrage de l'installation et la définition de la notion de réversibilité de l'installation précisée par le Parlement par la loi du 25 juillet 2016, ce projet doit faire l'objet d'une nouvelle concertation dans le cadre de l'instruction de la demande d'autorisation de création que l'Andra prévoit de déposer auprès du ministre chargé de la sûreté nucléaire.

Aux déchets ultimes mentionnés ci-dessus, pourraient s'ajouter des matières actuellement qualifiées de « valorisables » si les technologies envisagées pour les valoriser étaient abandonnées (combustibles non traités, uranium de retraitement non valorisé...).

2. Evolution du cadre réglementaire lié à la gestion des matières et des déchets radioactifs depuis 2010

Le Haut comité a noté d'importantes évolutions du cadre réglementaire lié à la gestion des matières et des déchets radioactifs depuis 2010 (cf. § III *Cadre stratégique mis en place par l'État*) avec notamment :

- Au niveau européen, la publication des directives 2011/70/Euratom du 19 juillet 2011 et 2013/59/Euratom du 5 décembre 2013 fixant respectivement un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs et les normes de base

relatives à la protection sanitaire contre les dangers résultant de l'exposition aux rayonnements ionisants,

- Au niveau national, une évolution importante des différents outils de pilotage des politiques en matière d'énergie et de gestion des matières et déchets radioactifs :
 - Les trois révisions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) qui ont été publiées depuis 2010 se sont notamment enrichies des versions précédentes pour apporter une vision intégrée des enjeux environnementaux associés à la gestion des matières et des déchets radioactifs. Les efforts de pédagogie et de qualité de l'information mis en œuvre à chaque révision du plan méritent d'être soulignés, ces efforts contribuent en effet à bâtir la confiance avec le public. Les révisions périodiques de ces plans permettent la réalisation d'un bilan des recommandations émises lors des précédentes éditions du plan et reprises sous forme de prescriptions dans un décret ministériel, la prise en compte du retour d'expérience de l'exercice écoulé ainsi que des remarques formulées sur les précédentes versions du PNGMDR et la définition de nouveaux axes de travail afin d'analyser et d'anticiper dès à présent des solutions de gestion des matières et déchets radioactifs pour ne pas en reporter la charge sur les générations futures.
 - L'Inventaire national des matières et des déchets radioactifs s'est également enrichi au fil des éditions de 2012, 2015 et 2018 afin, notamment, d'anticiper les enjeux des années à venir comme les chantiers de démantèlement et d'assainissement de nombreuses installations nucléaires. La création d'un site internet dédié à cet inventaire et sa mise à jour régulière participent à la transparence des données et à l'amélioration de l'information du public sur la gestion des déchets.
 - La première Programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE) publiée en 2016 est venue remplacer et compléter les Programmes pluriannuels des investissements (PPI) qui portaient respectivement sur la chaleur, l'électricité et le gaz. Elle fixe les priorités d'action pour la gestion de l'ensemble des formes d'énergie sur le territoire métropolitain continental. Sa révision fait l'objet d'un débat public.

3. Analyse et recommandations du Haut comité

La réalisation de ce nouvel état des lieux du « cycle du combustible » français tel qu'il est mis en œuvre en France en 2018 a permis de noter un certain nombre d'évolutions comme signalé ci-dessus.

A l'occasion de cet exercice, les perspectives de valorisation de l'uranium appauvri et de l'uranium de retraitement, qui sont actuellement entreposés sur les sites d'Orano Cycle (cf. figures 8 et 12) ont également été examinées. (cf. *Annexes 5 et 6 : Perspectives de valorisation de l'uranium appauvri et de l'uranium de retraitement*).

Les perspectives d'évolution du « cycle du combustible » sur le long terme ont également été abordées (cf. *Annexe 7 : Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme*). En effet, actuellement, une seule étape de recyclage du plutonium issu du traitement des combustibles UNE usés est pratiquée. Dans les conditions d'utilisation actuelle du parc nucléaire français, le recyclage du plutonium contenu dans les combustibles MOX usés n'est pas réalisé car ce plutonium présente un potentiel énergétique moindre que celui du plutonium extrait des combustibles UNE usés. Les combustibles MOX usés sont actuellement entreposés dans les piscines près des réacteurs (dites

« piscines BK ») et dans les piscines de La Hague (cf. figure 17). (S'ils devaient être stockés, il convient de noter que le temps nécessaire à leur refroidissement est supérieur de plusieurs décennies à celui du refroidissement de combustibles URE usés). A fin 2016, l'entreposage de ces combustibles usés était de l'ordre de 1 830 tonnes. Ils constituent une réserve énergétique de plutonium qui pourrait être utilisée à plus long terme, au même titre que les combustibles URE usés, pour l'alimentation des réacteurs à neutrons rapides de 4^{ème} génération si ces réacteurs venaient à être déployés. Un projet de démonstrateur technologique de réacteur de quatrième génération baptisé ASTRID est d'ailleurs actuellement en phase d'étude en France. Par ailleurs, l'option du multi-recyclage du plutonium en réacteurs à eau légère fait également l'objet d'études dans le cadre du PNGMDR 2016-2018 (cf. *Annexe 7 : Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme*).

La disponibilité des capacités d'entreposage des combustibles usés disponibles en France et l'étude engagée par EDF en réponse aux prescriptions édictées dans le cadre du PNGMDR 2016-2018 relative à la réalisation d'une piscine d'entreposage centralisée pour les combustibles MOX et URE usés ont également été présentées et font notamment l'objet de l'*Annexe 8 : Stratégie de gestion des capacités d'entreposage des combustibles usés*.

Par ailleurs, cet état des lieux a permis de constater la prise en compte de la plupart des recommandations qui avaient été formulées par le Haut comité lors de la précédente édition du rapport sur le même sujet en 2010 comme détaillé au § *V.1 Le suivi des 7 recommandations du rapport de 2010*.

Concernant l'information délivrée au public sur le sujet du « cycle du combustible », le Haut comité avait constaté en 2010 que les quantités précises des matières et déchets radioactifs mises en jeu aux différentes étapes du « cycle du combustible » n'étaient pas accessibles avant l'édition de son rapport en juillet 2010 et, pour partie, avant la diffusion du PNGMDR 2010-2012 en juin 2010. Le Haut comité avait également observé que les informations et les documents traitant de ces sujets, même s'ils étaient librement accessibles au public via internet, étaient difficiles d'accès pour le grand public. Il avait constaté par ailleurs que certains éléments de communication des exploitants nucléaires pouvaient 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 de ce traitement soient clairement exposées. Face à ces constats, il considérait que l'information adressée au public devait présenter le cycle du combustible de manière suffisamment précise pour faire, notamment, apparaître les déchets radioactifs, les matières immédiatement valorisées et les matières entreposées en attente de valorisation (en précisant dans ce cas les perspectives de valorisation). Il recommandait 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.

La réalisation de ce nouvel état des lieux du « cycle du combustible » français en 2018 a été l'occasion d'analyser une nouvelle fois les informations mises à disposition du public sur ce sujet.

Sans avoir procédé à une analyse comparative exhaustive des informations mises à la disposition du public sur le sujet du « cycle du combustible » entre 2010 et 2018, le Haut comité a noté, dans le cadre de ce nouvel état des lieux, que les acteurs industriels et institutionnels du « cycle du combustible » listés au § *I.3 En bref : les acteurs industriels et institutionnels du « cycle du combustible » en France* mettent à disposition du public, via leur site internet respectif, des informations détaillant, de manière pédagogique, chacune des étapes du « cycle du combustible » français. Le Haut comité note que ces informations établissent clairement la distinction établie par la loi française entre matières et déchets radioactifs en réponse au précédent constat du Haut comité lors de l'édition de son précédent rapport sur le sujet.

La dernière édition du PNGMDR (PNGMDR 2016-2018) présente de manière détaillée et précise l'état des flux et stocks des matières produites aux différents stades du « cycle du combustible » en dressant, en particulier, une synthèse des échanges transfrontaliers de matières telle

que présentée chaque année au HCTISN en application des recommandations formulées à l'issue de la précédente édition du rapport. En complément d'une présentation des déchets par filière, il fait également état des stocks des matières radioactives détenues en France issues des données de l'édition 2015 de l'Inventaire national des matières et déchets radioactifs et des possibilités techniques de valorisation pour chacune d'elles et présente la gestion des déchets par filière. Le PNGMDR évoque notamment la valorisation techniquement possible de l'uranium appauvri et du combustible MOX utilisé, notamment dans les réacteurs de 4^{ème} génération à neutrons rapides si ceux-ci étaient déployés.

L'édition 2018 de l'Inventaire national des matières et des déchets radioactifs détaille les quantités de déchets radioactifs entreposés ou stockés à fin 2016, leur localisation et leur répartition par catégorie et secteur économique, ce qui permet ainsi d'obtenir une vision complète et exhaustive des stocks actuels de matières et déchets radioactifs. L'évolution prévisionnelle de ces stocks présentée par le document selon différents scénarios prospectifs en fonction du devenir des installations nucléaires et de la politique énergétique de la France permet au public de mieux appréhender les enjeux liés à leur gestion.

Le Haut comité constate néanmoins que les informations et les documents mis à disposition du public par les acteurs de la filière nucléaire et les parties intéressées sur le « cycle du combustible » ne permettent pas toujours d'appréhender de façon suffisamment pédagogique le « cycle du combustible » tel qu'il est mis en œuvre actuellement. L'interprétation des éléments de communication sur le « cycle du combustible » laisse parfois croire en effet à la mise en œuvre de procédés de valorisation immédiate de l'ensemble des matières issues du traitement des combustibles usés. L'enrichissement de l'uranium de retraitement est par exemple évoqué par plusieurs supports de communication alors qu'il n'est plus mis en œuvre depuis 2013. L'existence et les données relatives aux entreposages de matières sont souvent peu évoquées. Enfin, les éléments mis à disposition du public ne permettent pas d'appréhender avec clarté l'échelle temporelle des différentes étapes du « cycle du combustible » telle que mise en évidence sur le schéma joint en *Annexe 4 : Les temps du « cycle du combustible »*. Or, il s'agit d'un facteur important pour appréhender les enjeux liés à la gestion des matières et déchets radioactifs, en particulier pour les générations futures.

De l'analyse de l'ensemble de ces éléments, le HCTISN formule les recommandations suivantes :

- **Recommandation n° 1 : Diffusion du présent rapport dans le cadre du débat public à venir sur le projet de révision du PNGMDR pour la période 2019-2021**

L'analyse des différentes étapes du « cycle du combustible » a montré que celles-ci sont étroitement liées à la gestion des matières et des déchets radioactifs.

Aussi, considérant l'organisation d'un débat public au second semestre 2018 sur le projet de révision du PNGMDR pour la période 2019-2021, le HCTISN considère que la société civile doit être pleinement informée, à cette occasion, des enjeux économiques, environnementaux et sociaux liés au « cycle du combustible » afin de pouvoir contribuer aux choix de gestion des matières et des déchets radioactifs qui auront un impact, de fait, sur la mise en œuvre des différentes étapes du « cycle du combustible ».

Le HCTISN recommande aux membres de la commission particulière en charge de l'animation de ce débat public de diffuser largement ce présent rapport afin de renforcer la transparence sur les enjeux liés au « cycle du combustible » relatifs à la gestion des matières et des déchets radioactifs et afin de permettre à chaque citoyen de participer au débat public sur la base de ces informations.

Le HCTISN recommande également aux membres de la commission particulière en charge de l'animation de ce débat public de programmer des cadres d'échanges et de débats sur les perspectives d'évolution du « cycle du combustible » et leurs conséquences en termes de ressources énergétiques et d'impacts pour les générations futures pour associer le public et les autres parties prenantes à la réflexion.

Dans ce cadre, le HCTISN recommande à l'ensemble des intervenants de veiller à ce que les informations présentées au public soient hiérarchisées et accompagnées de schémas pédagogiques sur le « cycle du combustible » pour en faciliter leur lecture et leur compréhension.

- **Recommandation n° 2 : Mise à disposition du public des conclusions du rapport d'expertise de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) sur le dossier « Impact Cycle 2016 »**

La précédente édition du rapport du Haut comité sur la gestion des matières et des déchets produits aux différents stades du « cycle de combustible » s'inscrivait dans un objectif de clarification et de pédagogie sur ce sujet. Le présent rapport vise à présenter un nouvel état des lieux du « cycle du combustible » à partir des données relatives aux flux et aux stocks de matières et de déchets radioactifs issues de l'année 2016 et son analyse au regard de celle réalisée lors de l'édition du précédent rapport du Haut comité sur ce sujet.

La réalisation de ce nouvel état des lieux a permis de noter plusieurs évolutions depuis la première édition du rapport du Haut comité sur ce sujet.

Comme indiqué précédemment, le Haut comité a noté en effet une évolution importante des différents outils de pilotage des politiques en matière d'énergie et de gestion des matières et déchets radioactifs. Depuis 2010, le PNGMDR et l'Inventaire national des matières et des déchets radioactifs ont été révisés à trois reprises et la première Programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE) a été publiée en 2016.

Le Haut comité salue l'effort d'enrichissement, de pédagogie et de transparence de ces outils de pilotage des politiques publiques mises en œuvre en matière d'énergie et de gestion des déchets. Il note avec satisfaction que les documents et les données disponibles sur la gestion des matières et des déchets produits aux différents stades du cycle de combustible se sont notablement enrichies depuis la précédente édition du rapport du Haut comité.

Le Haut comité considère que le maintien d'une révision régulière de ces outils de pilotage associant le public est indispensable afin de permettre une anticipation régulière des enjeux à venir pour la mise en œuvre de la transition énergétique et selon les projets qui pourraient être décidés dans le cadre des orientations de la filière énergétique française en vue d'accroître le recyclage des combustibles usés ou de réduire la part du nucléaire, ceci dans un objectif de minimiser les impacts pour les générations futures.

Par ailleurs, à la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), une étude prospective du fonctionnement du « cycle du combustible » sur une dizaine d'années visant à vérifier la cohérence globale des opérations réalisées et des évolutions prévues est menée par EDF, au nom également d'Orano Cycle et de l'Andra, et est révisée tous les 10 ans. La dernière édition de cette étude, dénommée « Impact cycle 2016 » établie en juin 2016 pour la période 2015-2025, a fait l'objet d'une analyse approfondie de la part de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et d'un examen par un groupe permanent d'experts le 25 mai 2018. Cette analyse de l'IRSN et l'avis du groupe permanent d'expert permettront à l'ASN d'établir un avis qui sera prochainement publié.

Afin de renforcer la transparence sur ce sujet, le Haut comité recommande la mise à disposition du public des conclusions du rapport d'expertise de l'IRSN sur le dossier « Impact Cycle 2016 » établi par EDF au nom également d'Orano Cycle et de l'Andra ainsi que de l'avis du groupe permanent d'experts sur ce dossier.

- **Recommandation n° 3 : Veille régulière du Haut comité sur l'état des lieux des flux et des stocks de matières et de déchets radioactifs produits aux différents stades du « cycle du combustible »**

Le Haut comité note que le cadre actuel de la gestion des matières et déchets radioactifs aux différentes étapes du « cycle du combustible » pourrait être remis en question de façon notable selon les choix technologiques et les décisions qui pourraient être prises dans le cadre de l'avenir de la filière énergétique française mais également selon les aléas d'exploitation de certaines installations.

Le Haut comité recommande que chaque nouvelle édition des outils de pilotage des politiques en matière d'énergie et de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR, Inventaire national de l'Andra, PPE) fasse l'objet d'une présentation au Haut comité (présentation du bilan de la politique menée au cours des dernières années et des objectifs fixés et/ou des différents scénarios prospectifs étudiés dans le cadre de la nouvelle édition des outils de pilotage). A cette occasion, le Haut comité statuera sur l'opportunité de réunir à nouveau le groupe de travail à l'origine de ce rapport pour procéder à une nouvelle analyse du « cycle du combustible » à la lumière de celle réalisée dans le cadre de ce présent rapport au regard des choix qui auront été opérés en matière d'énergie et de gestion des matières et déchets radioactifs.

Le Haut comité recommande que le ministère en charge de l'énergie lui présente, chaque année, un état des lieux des flux et des stocks de matières et de déchets radioactifs produits aux différents stades du « cycle du combustible » décrits dans le présent rapport.

- **Recommandation n° 4 : Transmission intergénérationnelle des données sur le « cycle du combustible »**

L'échelle temporelle des différentes étapes du « cycle du combustible » telle que mise en évidence sur le schéma joint en *Annexe 4 : Les temps du « cycle du combustible »* est un facteur important qu'il convient de considérer pour anticiper les enjeux à venir et minimiser les impacts sur les générations futures.

Compte tenu des longues échelles de temps liées à l'utilisation des matières et à la gestion de déchets radioactifs, le Haut comité souligne l'importance de la transmission des connaissances et des données des activités passées et actuelles liées aux différentes opérations du « cycle du combustible ».

Le Haut comité recommande d'anticiper dès à présent le maintien et la transmission de la mémoire à long terme des connaissances et des données sur les opérations du « cycle du combustible », quelles que soient les décisions qui seront prises pour le devenir de la filière nucléaire française.

- **Recommandation n° 5 : Information mise à disposition du public sur le « cycle du combustible » par les acteurs industriels et institutionnels intéressés**

Suite aux constats effectués par le Haut comité concernant l'information mise à disposition du public sur le « cycle du combustible » par les acteurs industriels et institutionnels

concernés (constats détaillés au paragraphe V.2 *Informations mises à disposition du public sur le « cycle du combustible » par l'ensemble des acteurs industriels et institutionnels intéressés*), **le Haut comité recommande à l'ensemble des acteurs industriels et institutionnels du « cycle du combustible » listés au paragraphe I.3 du présent rapport de vérifier et de compléter les informations qu'ils mettent à disposition du public via leurs sites internet respectifs afin que celles-ci permettent de mieux appréhender :**

- **Le « cycle du combustible » tel qu'il est mis en œuvre actuellement en France en présentant, notamment, les flux et les entreposages actuels des matières en attente de valorisation (combustibles usés, matières issues du retraitement, uranium appauvri et combustibles rebutés),**
 - **L'échelle temporelle des différentes étapes du « cycle du combustible » afin de mieux cerner les enjeux liés à l'utilisation des matières et à la gestion des déchets radioactifs, en particulier pour les générations futures.**
- **Recommandation n° 6 : Communication relative à la décision attendue du Gouvernement sur la poursuite du projet Astrid**

Dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, des travaux de recherche sont actuellement en cours en France pour le déploiement à long terme de réacteurs nucléaires de quatrième génération (réacteurs à neutrons rapides (RNR)), dont la technologie permettrait, comme détaillé dans l'*Annexe 7 : Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme*, le multi-recyclage du plutonium contenu dans les combustibles usés, en particulier les stocks de combustibles MOX usés et de combustibles à l'uranium de retraitement enrichi (URE) issus des réacteurs à eau et actuellement entreposés sous eau.

C'est dans le cadre de ces travaux de recherche que la France a lancé en 2010 les études de conception d'un démonstrateur technologique RNR-sodium avec le projet Astrid. Les études se poursuivent actuellement avec une phase de conception détaillée (Avant-Projet Détaillé (APD)) prévue sur la période 2016-2019.

Cependant, selon le rapport relatif à la mise en œuvre et au suivi des investissements d'avenir joint en annexe au projet de loi de finances pour 2018, la poursuite du financement du projet de démonstrateur Astrid n'est pas décidée à ce jour.

Compte-tenu de la fin des études d'APD d'Astrid le gouvernement devra décider d'ici 2019 de la poursuite de ce projet et des orientations futures en matière de recherche sur les combustibles nucléaires (technologies de traitement, de recyclage et de valorisation des matières (^{235}U , ^{239}Pu et ^{238}U)).

Le Haut comité considère que la décision du Gouvernement sur ce sujet devra être explicitée au grand public en présentant les grandes orientations envisagées de la filière nucléaire et en particulier du « cycle du combustible ».

I Introduction

I.1 Contexte de la mise à jour

Le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire a analysé en 2010 le « cycle du combustible » tel qu'il était mis en œuvre en France à cette période, en réponse à une saisine du ministre d'État, en charge de l'écologie, et de l'Office Parlementaire d'Évaluation des Choix Scientifiques et Technologiques (OPECST), qui souhaitaient recueillir son analyse sur la question des échanges internationaux liés au traitement de l'uranium et son avis sur la transparence de la gestion des matières et des déchets radioactifs produits aux différents stades du « cycle du combustible ».

Cette analyse a fait l'objet d'un rapport du Haut comité sur « la transparence de la gestion des matières et des déchets radioactifs produits aux différents stades du « cycle du combustible » qui a été remis le 12 juillet 2010 au ministre d'État, en charge de l'écologie, et au Président de l'OPECST. Ce rapport, disponible sur le [site internet du Haut comité](#), présente une analyse détaillée du cycle du combustible avec indication des flux et des stocks de matières et de déchets produits aux différents stades du « cycle du combustible » au cours des années 2007 à 2010. Il présente aussi les conditions d'entreposage et de transport de l'uranium appauvri et de l'uranium issu du traitement des combustibles usés, tout en exposant les enjeux liés à l'approvisionnement en uranium et la politique de la France menée pendant cette période pour sécuriser cet approvisionnement dans un contexte international.

A cette occasion, le Haut comité a formulé plusieurs recommandations visant à améliorer la transparence et la qualité de l'information apportée au citoyen. Le Haut comité, au vu de son analyse, considérait en effet que l'information adressée au public devait présenter le « cycle du combustible » de manière plus précise et plus complète. Dans son avis, publié également le 12 juillet 2010, le Haut comité recommandait notamment que le public soit mieux informé de la distinction établie par la loi française entre matières et déchets radioactifs et 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. Il recommandait notamment de développer la notoriété du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) auprès du grand public.

Depuis la publication de ce rapport, des évolutions sont intervenues au niveau de certaines étapes du « cycle du combustible » en France. Le recours à la Russie pour procéder à l'enrichissement d'une partie de l'uranium de retraitement tel que pratiqué par EDF et Orano Cycle (Ex-Areva) pour le compte de ses clients entre 2000 et 2010 a progressivement diminué pour être arrêté en 2014 pour des raisons industrielles, économiques et environnementales. Parallèlement, le PNGMDR a été révisé à plusieurs reprises en 2010, 2013 et 2016 afin d'améliorer la gestion de l'ensemble des matières et des déchets radioactifs en prenant en compte le retour d'expérience, les remarques émises sur les versions antérieures, les évolutions réglementaires et les résultats des études demandées par le gouvernement sur ce sujet. Enfin, un débat public a été organisé en 2013 sur le projet de centre de stockage de déchets radioactifs réversible en couche géologique profonde Cigéo en Meuse/Haute-Marne à la suite duquel plusieurs ajustements ont été apportés au projet avec, notamment, l'intégration d'une phase industrielle pilote au démarrage de l'installation et la définition de la notion de réversibilité de l'installation précisée par le Parlement par la loi du 25 juillet 2016. La gestion des déchets radioactifs de haute activité (déchets HA) ou de moyenne activité à vie longue (déchets MA-VL) est directement dépendante du calendrier de ce projet.

Ce rapport présente un nouvel état des lieux du « cycle du combustible » à partir des données relatives aux flux et aux stocks de matières et de déchets radioactifs issues de l'année 2016 et son analyse au regard de celle réalisée lors de l'édition du précédent rapport du Haut comité sur ce sujet.

Le groupe de travail s'est efforcé dans ce rapport de représenter le schéma du « cycle du combustible » tel qu'il est mis en œuvre actuellement en France. Ce rapport, qui n'a pas pour objectif

d'évaluer les orientations de la filière nucléaire française, fait état de documents existants et régulièrement mis à jour relatifs aux stocks actuels et prévisionnels de matières et de déchets radioactifs. Parmi les plus récents, il convient de noter la publication de l'édition 2018 de l'Inventaire national des matières et déchets radioactifs par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) ainsi que le rapport d'expertise de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) de mai 2018 sur une étude prospective du fonctionnement du « cycle du combustible » sur une dizaine d'années établie en 2016 par EDF au nom également d'Orano Cycle et de l'Andra. Le premier présente notamment les tendances à long terme de productions de matières et de déchets radioactifs selon quatre scénarios prospectifs et contrastés sur le devenir des installations nucléaires et sur la politique énergétique de la France à long terme. Le second présente notamment les conséquences qu'auraient l'arrêt d'un ou de plusieurs réacteurs chargés en combustible MOX sur les installations du « cycle du combustible ».

L'analyse des données actualisées relatives aux flux et aux stocks de matières et de déchets radioactifs met en évidence que ces derniers pourront varier dans des proportions importantes et de fait affecter les générations futures, selon les orientations de la filière nucléaire française qui pourraient être décidées dans les prochaines années et selon les choix technologiques qui pourraient être opérés en vue d'accroître le recyclage des combustibles usés ou de réduire la part du nucléaire dans la production d'électricité en France. Les décisions d'arrêter des réacteurs nucléaires ou de déployer des réacteurs nucléaires à neutrons rapides dits de « 4^{ème} génération » en sont des exemples.

Cette analyse pose également la question du devenir des combustibles usés actuellement entreposés en France dans l'attente d'une éventuelle réutilisation si les contraintes techniques ou les choix politiques se portaient en défaveur de leur retraitement. Dès lors, ces combustibles usés devraient être en effet considérés comme des « déchets » à gérer en tant que tels et non plus comme des « matières » à potentiel de valorisation.

La dernière partie du rapport est consacrée à l'examen de la mise en œuvre des recommandations du Haut comité émises lors de l'édition du précédent rapport en 2010 et présente un nouvel état des lieux relatif à la qualité de l'information délivrée aux citoyens sur ce sujet. La réalisation de ce nouvel état des lieux a conduit le Haut comité à émettre de nouvelles recommandations.

Comme la précédente édition établie en 2010, il convient de noter que ce rapport n'aborde que l'utilisation à des fins civiles des matières radioactives dans la production d'électricité française.

I.2 En bref : les documents « cadre » en matière de politiques énergétique et de gestion des matières et des déchets radioactifs

La France s'est dotée de plusieurs outils de pilotage de ses politiques en matière d'énergie et de gestion des matières et déchets radioactifs dont une description plus détaillée est présentée au § *III Cadre stratégique mis en place par l'État*.

PPE

La programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE) est l'outil de pilotage de la politique énergétique créé par la loi relative à la transition énergétique pour la croissance verte votée en 2015. Elle exprime les orientations et priorités d'action des pouvoirs publics pour la gestion de l'ensemble des formes d'énergie sur le territoire métropolitain continental, afin d'atteindre les objectifs de cette loi.

PNGMDR

Le Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR), publié pour la première fois en mai 2007, résulte de l'application de la loi de programme du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs. Il vise à présenter la gestion existante des matières et des déchets radioactifs et à l'améliorer. À cette fin, il dresse un bilan de la politique de gestion, recense les besoins prévisibles et détermine les objectifs à atteindre en organisant la mise en œuvre des recherches et études sur la gestion des matières et des déchets radioactifs.

Inventaire national

Le code de l'environnement confie à l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) la mission d'établir un *Inventaire national des matières et des déchets radioactifs*. L'édition mise à jour et publiée tous les trois ans recense l'ensemble des matières et des déchets radioactifs présents sur le territoire national sur la base des déclarations réalisées par leurs producteurs ainsi que leur évolution selon plusieurs scénarios sur le devenir des installations nucléaires et sur la politique énergétique de la France à long terme. Il est disponible sur le site internet <https://inventaire.andra.fr>.

I.3 En bref : les acteurs industriels et institutionnels du « cycle du combustible » en France

Les acteurs qui sont évoqués dans ce rapport sont les suivants :

EDF, Electricité de France, producteur d'électricité, assure l'exploitation et la maintenance en France des 19 centres nucléaires de production d'énergie regroupant au total 58 réacteurs qui génèrent près de 75 % de la production électrique française. EDF est une société anonyme, dont le capital est détenu à plus de 70 % par l'État.



Figure 1 : Carte de France des réacteurs d'EDF (points rouges : réacteurs moxés ou moxables)
(source : EDF)

Orano Cycle (ex-AREVA), société spécialisée dans les activités liées au « cycle du combustible », exploite en France plusieurs usines permettant la conversion et l'enrichissement de l'uranium et le traitement des combustibles usés, la fabrication de combustible MOX et le traitement/conditionnement de déchets radioactifs. Les installations et procédés sont décrits dans ce rapport (la localisation des usines est précisée sur la figure 2).

Framatome assure sur son site de Romans-sur-Isère la fabrication d'assemblages combustibles UNE et URE pour les réacteurs nucléaires de production d'électricité (la localisation des usines est précisée sur la figure 2).

LES INSTALLATIONS du cycle du combustible en fonctionnement et en démantèlement

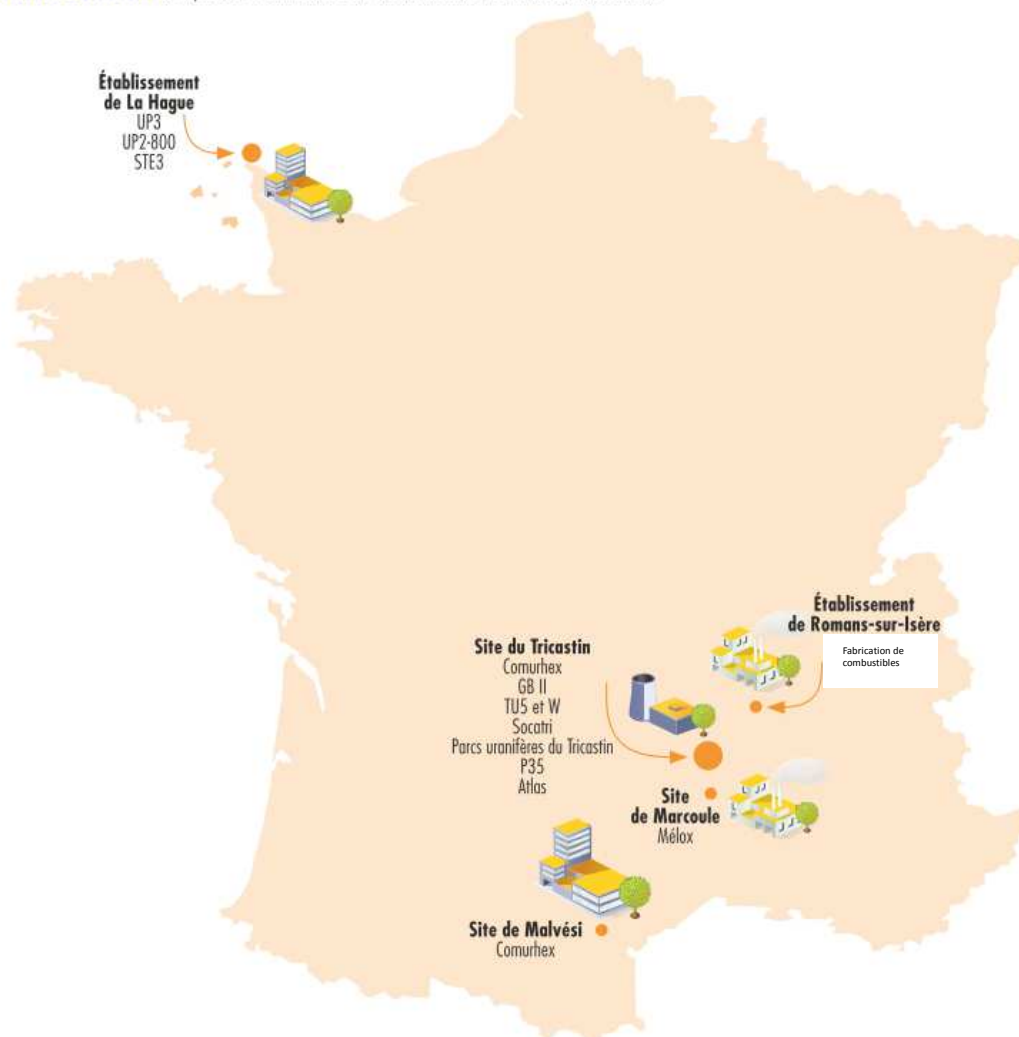


Figure 2 : Carte de France des installations du « cycle » (source : ASN)

Le CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives), organisme public de recherche placé sous la tutelle des ministres chargés de l'énergie, de la recherche, de l'industrie et de la défense, mène des recherches relatives à l'énergie nucléaire et à la maîtrise de ses effets et pour améliorer les technologies des différentes étapes du cycle du combustible.

L'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra), établissement public à caractère industriel et commercial placé sous la tutelle des ministres chargés de l'énergie, de la recherche et de l'environnement, est en charge de la gestion à long terme des déchets radioactifs produits en France afin de protéger les générations présentes et futures du risque que présentent ces déchets. L'Andra est notamment chargée des études et de la conception du projet de centre de stockage géologique profond pour les déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue Cigéo.

Au sein du **ministère de la Transition Écologique et Solidaire**,

- La direction générale de l'énergie et du climat (DGEC) élabore la politique et met en œuvre les décisions du Gouvernement relatives au secteur nucléaire civil et à la gestion des déchets et matières radioactives.
- La direction générale de la prévention des risques (DGPR) participe, en lien avec l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), à la mission de l'État en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. Elle assure le secrétariat du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN).

L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), autorité administrative indépendante, assure, au nom de l'État, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France pour protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés aux activités nucléaires civiles. Elle réglemente et autorise l'exploitation des installations concernées, les inspecte pour vérifier qu'elles respectent les règles et les prescriptions de sûreté, avec le pouvoir de sanctionner et d'arrêter à tout moment les installations en cas de manquement. Elle informe également le public sur son activité et sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, supervise les opérations de mise en sûreté en cas de situation d'urgence et assiste le Gouvernement dans la gestion de crise. Enfin, elle contribue à l'international à l'élaboration et à la diffusion des meilleurs principes et pratiques en matière de sûreté nucléaire.

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), établissement public à caractère industriel et commercial placé sous la tutelle des ministres chargés de l'énergie, de l'environnement, de la défense, de la recherche et de la santé, exerce des missions d'expertise et de recherche notamment dans le domaine de la sûreté nucléaire des réacteurs, des usines, des laboratoires et des déchets ainsi que celui des transports de matières radioactives.

I.4 Définitions Déchets / Matières

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 est codifié à l'article L. 542-1-1 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. »

- D'une matière radioactive :

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

- Des déchets radioactifs :

« 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 L. 542-1-1 du code de l'environnement précise 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. »

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 issu d'un procédé de fabrication et est soumis à de nombreuses transformations en « amont » et en « aval » de l'irradiation dans le réacteur nucléaire. L'ensemble de ces étapes correspond à ce qui est qualifié communément de « cycle du combustible » qui a pour finalité de produire de l'énergie thermique par fission nucléaire dans des réacteurs.

Précision sur le terme de « cycle du combustible » : le groupe de travail a choisi de placer des guillemets à l'expression « cycle du combustible ». Il s'agit d'un terme consacré qui est utilisé couramment dans le monde entier. Toutefois, le combustible ne suit pas réellement un « cycle » dans le sens où le « cycle fermé » complet n'existe pas aujourd'hui.

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

- L'un est qualifié de « cycle fermé » : les combustibles usés sortant des réacteurs après irradiation subissent un traitement dans des usines spécialisées à l'issue duquel une partie des matières obtenues est recyclée.
- L'autre qualifié de « cycle ouvert » : les combustibles usés sont considérés comme des déchets qui sont entreposés à « sec » ou « sous eau » à des fins de stockage définitif.

Dans le « cycle fermé », le retraitement du combustible usé permet de séparer et d'obtenir du plutonium, de l'uranium de retraitement et des déchets ultimes. Le plutonium et l'uranium peuvent être réutilisés pour la fabrication de combustibles neufs (cf. § II.3.2 L'aval du « cycle du combustible »). Actuellement, seul le plutonium l'est.

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. Les stratégies d'autres pays sont présentées en *Annexe 2 : « Cycle du combustible », les stratégies d'autres pays*.

Le « cycle du combustible » des réacteurs du parc français est présenté dans ce rapport sous différentes formes : un encart « en bref » figurant ci-après, un schéma et un tableau de données.

En bref :

Le parc nucléaire français utilise en premier lieu, pour produire de l'énergie, les propriétés de fission de l'isotope 235 de l'uranium.

Le combustible nucléaire dit « à l'uranium naturel enrichi » (UNE) est composé d'oxyde d'uranium, dont la teneur en isotope 235 est portée à environ 4% alors qu'elle n'est que de 0,7% dans l'uranium naturel ; l'autre isotope, l'uranium 238, présent à 99,3% dans l'uranium naturel, n'est pas fissile.

Environ 1 080 tonnes de combustible UNE ainsi que 120 tonnes de combustible MOX sont chargés annuellement dans les réacteurs du parc nucléaire pour une production d'électricité de l'ordre de 420 TWh :

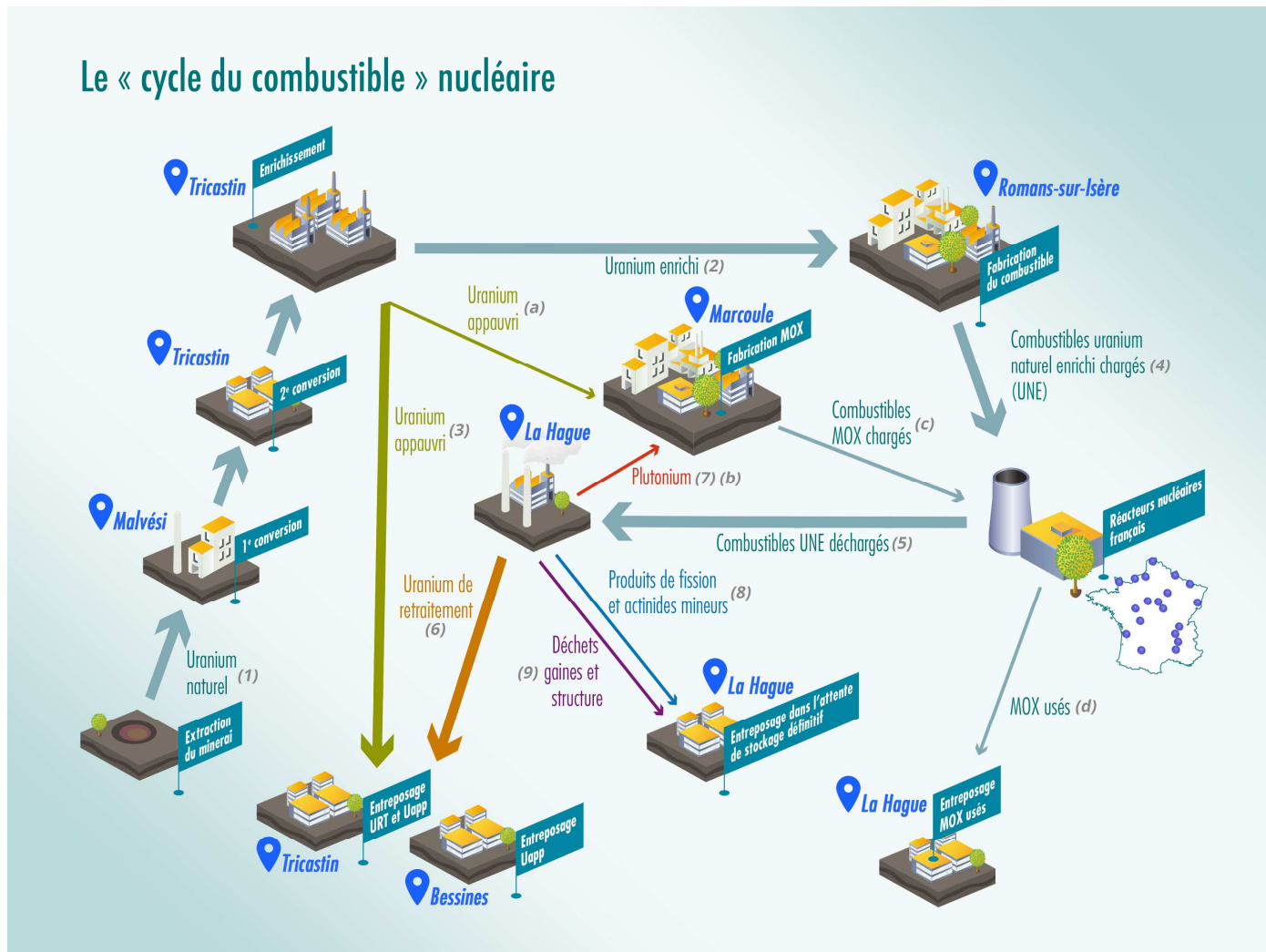
- Les 1 080 tonnes de combustible UNE sont obtenues à partir de l'enrichissement d'environ 7 800 tonnes d'uranium naturel. Cette opération d'enrichissement génère par ailleurs environ 6 720 tonnes d'uranium appauvri chaque année³.
- Les 120 tonnes de combustible MOX sont obtenues à partir d'environ 10,8 tonnes de plutonium et 109,2 tonnes d'uranium appauvri (« MOX » signifiant Mélange d'Oxyde de plutonium et d'Oxyde d'uranium appauvri).

³ Il convient de noter toutefois que la quantité d'uranium appauvri générée peut varier sensiblement en fonction de la teneur résiduelle en uranium 235 (cf. Figure 9)

Une fois déchargés, les combustibles usés sont entreposés en piscines près des réacteurs (dites « piscines BK ») puis, au bout de quelques années, transportés sur le site de La Hague. Les 1 080 tonnes de combustibles UNE usés y subissent un traitement à l'issue duquel sont obtenues :

- Environ 1 026 tonnes d'uranium de retraitement (URT), entreposées après conversion sur le site du Tricastin ;
- Environ 10,8 tonnes de plutonium qui sont recyclées dans des réacteurs sous forme de combustible MOX ;
- Environ 43,2 tonnes de produits de fission et d'actinides dits « mineurs » qui constituent les déchets dit « ultimes ». Ils sont immobilisés au sein d'une matrice de verre, puis entreposés sur le site de La Hague pour décroissance radioactive et refroidissement. Ces déchets sont destinés à être stockés dans le Centre industriel de stockage géologique Cigéo dont le projet est détaillé au § II.3.2.6.4 *Zoom sur Cigéo* (la mise en œuvre d'un stockage géologique n'interviendrait qu'après une période d'entreposage d'environ 80 années).

Les combustibles MOX usés d'EDF ne sont actuellement pas retraités (ce traitement est techniquement possible mais la composition isotopique du plutonium qui serait récupérée rendrait difficile sa valorisation dans les réacteurs actuels) ; ces combustibles sont actuellement entreposés sous eau sur le site de La Hague, dans l'attente d'un retraitement et d'une valorisation ultérieure ou à défaut, d'un stockage définitif si aucune filière de valorisation n'était développée.



Sur ce schéma, seules figurent les installations situées en France. La France fait également appel à des sociétés localisées à l'étranger.
De même, les installations mentionnées ne traitent pas seulement avec EDF.
Les projets tels que Cigéo font l'objet de développement dans les parties du rapport et dans les annexes.

Figure 3 : « Le cycle du combustible » aujourd'hui sans utilisation de l'URT

Les différentes étapes du « cycle du combustible » et les flux associés sont présentés dans le tableau ci-dessous - les numéros figurant sur le schéma correspondent aux numéros mentionnés entre parenthèses dans le tableau. Les différentes étapes sont détaillées tout au long du § II.3 Les étapes du « cycle du combustible ». (§ II.3.1.2 La conversion et l'enrichissement de l'uranium et § II.3.2.3 Le retraitement des combustibles usés sur le site de La Hague).

Précision sur les données du tableau :

Afin de donner une image aussi représentative et pédagogique que possible de la réalité, les données figurant dans le tableau suivant se basent sur un chargement annuel de 1 200 tonnes de combustibles, représentant la quantité totale de combustibles à l'uranium naturel enrichi (UNE) et de combustibles MOX qui sont chargés annuellement dans les réacteurs du parc électronucléaire français (addition des flux numérotés (4) et (c)). Les chiffres de ce tableau sont ainsi des ordres de grandeur du « cycle » tel que mis en œuvre actuellement. En complément, l'Annexe 3 « Quantité de combustible chargé, évacué et traité de 2010 à 2016 » présente les chiffres réels des chargements de combustibles et du retraitement de 2010 à 2016.

	Quantités indiquées sur la base d'un chargement annuel de 1 200 tonnes de combustibles dans les réacteurs électronucléaires français
Quantité d'uranium naturel destinée à être convertie puis enrichie (Unat) (1)	7 800 tML
Quantité d'uranium enrichi issu de l'enrichissement, destinée à la fabrication de combustibles à l'uranium naturel enrichi (UNE) (2)	1 080 tML
Quantité d'uranium appauvri produite à l'issue de l'enrichissement (3)	6 720 tML (correspond à la différence entre les quantités « Unat » et « UNE »)
Quantité de combustibles UNE produite puis chargée dans les réacteurs (4)	1 080 tML
Production d'électricité	De l'ordre de 420 TWh ⁴
Quantité de combustibles UNE déchargée des réacteurs puis retraitée (5)	1 080 tML
Retraitement	1 080 tML
Quantité d'uranium de retraitement (URT) produite par le retraitement (6)	1 026 tML (correspond à 95% de la quantité de combustibles UNE traités)
Quantité de plutonium produite par le retraitement (7)	10,8 tML (correspond à 1% de la quantité de combustibles UNE traités)
Quantité de produits de fission et actinides mineurs (déchets HA issus du retraitement du combustible usé) (8) Nombre de colis CSD-V ⁵	43,2 t (correspond à 4% de la quantité de combustibles UNE traités) 815 CSD-V

⁴ 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, pendant une heure. Elle vaut 3,6 mégajoules (MJ). Un térawatt heure (TWh) correspond à 1 milliard de kWh.

⁵ Cet acronyme est détaillé et expliqué au § II.3.2.6.2.1 Les assemblages combustibles UNE usés.

Volume occupé par ces colis CSD-V	147 m ³
Masse des gaines et matériaux de structure (déchets MA-VL issus de la structure des assemblages combustibles) (9)	Environ 370 tonnes
Nombre de colis CSD-C ⁶	706 CSD-C
Volume occupé par ces colis CSD-C	127 m ³
Combustibles MOX	
Quantité d'uranium appauvri utilisée pour la fabrication de combustibles MOX (a)	109,2 tML
Quantité de plutonium produite par le retraitement pour être utilisée pour la fabrication de combustibles MOX (b)	10,8 tML (correspond au (7) plus haut)
Quantité de combustibles MOX produite puis chargée dans les réacteurs moxés (c)	120 tML
Quantité de combustibles MOX déchargée des réacteurs (d)	120 tML

Figure 4 : Tableau présentant les données d'une année de flux du « cycle du combustible » actuellement sans utilisation de l'URT

Unité utilisée dans ce rapport :

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. Il a été choisi de n'utiliser dans ce rapport que cette unité quand bien même d'autres unités sont communément utilisées. Cette unité est donc valable pour tous les combustibles (combustibles à l'uranium naturel enrichi, combustibles MOX...).

tML veut dire tonnes d'uranium et de plutonium, la notion de « métal » signifiant que l'on ne « compte » que la masse de l'uranium et du plutonium, quel que soit sa forme chimique. Par exemple, pour de l'(U,Pu)O₂ la masse d'oxygène n'est pas prise en compte. Ainsi, la tML pour de l'(U,Pu)O₂ correspond à environ 0,88 de la masse brute (ratio des masses molaires de l'(U,Pu) et de l'(U,Pu)O₂). Cette unité présente l'avantage de ne pas dépendre de la forme chimique de la matière, qui varie tout au long des opérations du cycle. Il est ainsi plus aisé de suivre les flux de matière lors des différentes étapes.

Par exemple, pour les opérations de fabrication des combustibles, la matière passe de la forme UF₆ à celle UO₂. Une tML d'U correspondra à une masse brute de 1 470 kg d'UF₆ et 1 130 kg d'UO₂. Cet exemple illustre les difficultés qu'il y aurait à suivre les flux en utilisant les masses brutes.

Les durées moyennes de chaque étape sont présentées dans l'Annexe 4 Les temps du « cycle du combustible ».

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

Le schéma et le tableau associés présentés au précédent paragraphe illustrent le fait que l'uranium se

⁶ Cet acronyme est détaillé et expliqué au § II.3.2.6.2.1 Les assemblages combustibles UNE usés.

présente sous plusieurs formes (uranium naturel, uranium de retraitement, uranium enrichi, uranium appauvri) selon les différentes étapes du « cycle ». Les propriétés de chacune de ces différentes formes de l'uranium sont présentées ci-après. L'uranium appauvri fait l'objet d'un examen particulier figurant en *Annexe 5 : Perspectives de valorisation de l'uranium appauvri*.

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, ont 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 d'obtenir, sous forme de chaleur dans les réacteurs à eau pressurisée, environ 10 000 fois plus d'énergie que la combustion d'une tonne de pétrole.

L'uranium 238, qui est l'isotope majoritaire présent dans l'uranium (cf. le paragraphe ci-après), possède également une propriété intéressante au plan énergétique : lorsqu'il capture un neutron, il peut donner naissance, à la suite de désintégrations, à du plutonium 239 qui possède, comme l'uranium 235, la propriété d'être fissile et donc de pouvoir être utilisé comme source d'énergie⁷. Cette propriété n'est que partiellement exploitable dans les réacteurs actuels, du fait de leur conception.

II.2.1 L'uranium naturel

L'uranium est un élément naturel, relativement répandu dans l'écorce terrestre, dont l'extraction s'effectue soit dans des mines à ciel ouvert, soit dans des mines souterraines ou par la technique de lixiviation in situ⁸. 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 rentabilité économique. Les principaux gisements aujourd'hui exploités dans le monde, y compris pour les besoins du parc nucléaire français, sont présentés au § II.3.1.1. *L'extraction de l'uranium*.

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.

Dans la nature, l'élément uranium, naturellement radioactif, se trouve toujours en combinaison avec d'autres éléments, 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 isotopes⁹ :

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

⁷ Environ 55 % du plutonium 239 est fissionné lors de sa production en réacteur.

⁸ 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.

⁹ 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 différent de neutrons.

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 activité spécifique de 25 400 Bq/g¹⁰ (voir figure 5 ci-dessous).

Au moment de sa purification, la radioactivité d'un minerai d'uranium est naturellement de l'ordre de 10 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 radioactifs¹¹ qui sont toujours associés à l'uranium naturel dans les minerais, mais qui sont séparés de l'uranium lors des opérations de purification du minerai.

Le tableau suivant présente la contribution typique de chacun des isotopes de l'uranium naturel à son activité massique, sans tenir compte des produits de filiation. Il s'agit de valeurs communément admises, les teneurs pouvant légèrement varier en fonction de l'origine du minerai (entre 0,0050 et 0,0057 % pour l'²³⁴U et entre 0,71 et 0,72 % pour l'²³⁵U, le solde étant constitué d'²³⁸U) :

	Masse (g d'isotope par g d'uranium)	Activité massique (Bq/g d'isotope)	Activité pour 1g d'uranium	Activité (%)
238U	0,9928	12 400	12 310 Bq	48,5
235U	0,0072	80 000	575 Bq	2,3
234U	0,000056	230 000 000	12 515 Bq	49,2
Unat	1 g uranium	25 400 Bq/g	25 400 Bq	100 %

Figure 5 : Activité d'un gramme d'uranium de composition isotopique naturelle

Les différents isotopes de l'uranium naturel sont principalement des émetteurs alpha¹² 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 composé de photons de haute énergie. Ce rayonnement va pénétrer davantage dans l'organisme que les rayonnements alpha, mais il modifie moins les particules qu'il rencontre. Il faut plusieurs centimètres de plomb ou plusieurs dizaines de centimètres de béton pour l'atténuer.

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

¹⁰ Le becquerel (Bq) est une unité de mesure de la radioactivité, qui correspond à un nombre de rayonnement émis par seconde par un atome radioactif.

¹¹ Les produits de filiation sont par exemple pour l'uranium 238 : le thorium 234 et le thorium 230, le radium 226, le radon 222, le polonium 218, le polonium 214 et le plomb 210.

¹² 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, gamma ou neutron), correspondent à des émissions d'énergie ou de particules.

La recommandation fixée par l’OMS (Organisation mondiale de la santé) pour l’eau de boisson, soit $30 \mu\text{g/l}^3$, a été établie sur la base de la chimiotoxicité rénale observée chez des rats abreuvés de façon chronique avec de l’eau contenant de l’uranium soluble.

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

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

× *L'uranium naturel (Unat) extrait des mines d'uranium*

L'uranium est purifié et mis sous la forme d'un concentré solide d'uranium puis conditionné dans des conteneurs métalliques spécifiques de 220 litres.



« yellow cake »

En fonction du procédé de traitement utilisé, les concentrés peuvent être sous forme d'uranate, appelés « yellow cake » ou d'oxydes d'uranium appelés « U_3O_8 » (un composé formé d'uranium et d'oxygène). Le « yellow cake » est une poudre grossière d'un jaune franc, l' U_3O_8 est une poudre gris-noir.

× *L'uranium converti*

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

- Le tétrafluorure d'uranium (UF_4) ;
- L'hexafluorure d'uranium (UF_6).

L' UF_4 est un composé solide à température ambiante, se présentant sous la forme de cristaux verts et très peu soluble dans l'eau.

L' UF_6 , est un composé solide à température ambiante se présentant sous la forme de cristaux blancs. L' UF_6 devient gazeux à $56,4^\circ\text{C}$ et à la pression atmosphérique, ce qui permet de réaliser plus aisément l'opération d'enrichissement. Outre sa radioactivité due à l'uranium, l' UF_6 est un produit hautement toxique, qui réagit vivement avec l'eau. En atmosphère humide ou en présence d'eau, il se transforme en fluorure d'uranyle (UO_2F_2) et en acide fluorhydrique (HF). La transformation est immédiate, violente et s'accompagne d'émissions abondantes d'acide fluorhydrique (gaz très toxique).



UF_6

¹³ 1 μg correspond à 10^{-6} grammes ou 10^{-3} mg

✱ **L'uranium appauvri (Uapp)**

L'uranium appauvri est un sous-produit du processus d'enrichissement de l'uranium. Il possède typiquement une teneur en uranium 235 de l'ordre de 0,2 à 0,3%. Il est entreposé sous forme d' U_3O_8 ou d' UF_6 (dont les propriétés ont été présentées ci-avant).

L' U_3O_8 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, non corrosive, est tout à fait comparable à l'oxyde d'uranium naturel présent dans les gisements exploités.

L'uranium appauvri est plus faiblement radioactif que l'uranium naturel. Sa radioactivité, pour une teneur de 0,3% en ^{235}U est de l'ordre de 16 000 Bq/g. De même que pour l'uranium naturel, cette radioactivité est appelée à croître avec l'apparition de produits de filiation.

Près de 310 000 tonnes d'uranium appauvri détenues par Orano sont entreposées sur le territoire national. Ce stock constitue un gisement qui pourrait être « exploité » (cf. Annexe 5 : Perspectives de valorisation de l'uranium appauvri).

✱ **L'uranium enrichi**

L'uranium enrichi dans le cadre des procédés du « cycle du combustible » a une teneur en uranium 235 (^{235}U) de l'ordre de 3 à 5%.

L'uranium, après son enrichissement, est converti de sa forme UF_6 en dioxyde d'uranium (UO_2). C'est sous cette forme que l'uranium entre dans la fabrication des combustibles (dits « UNE »).

Le dioxyde d'uranium (UO_2) 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%, l'activité spécifique est de l'ordre de 60 000 Bq/g.

✱ **L'uranium de retraitement (URT)**

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

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

Isotope	U naturel	URT
232	0	0,0023
233	0	0,106
234	57	239
235	7 204	8 390
236	0	5 145
238	992 739	986 227

Figure 6: Compositions isotopiques indicatives de l'uranium naturel et de l'URT pour un combustible standard d'EDF (exprimée en parties par million (masse))

A la sortie de l'usine de retraitement de La Hague, l'URT a une activité spécifique voisine de 80 000 Bq/g ; il contient également des traces de produits de fission : ^{144}Ce , ^{103}Ru , ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{95}Zr , ^{95}Nb dont l'activité globale est extrêmement faible (quelques Bq/g). Il se présente sous forme de nitrate d'uranyle en solution. Le nitrate d'uranyle ($UO_2(NO_3)_2$) est un sel de couleur jaune, très soluble

dans l'eau.

L'URT est ensuite oxydé sous forme d' U_3O_8 , très stable.

II.2.3 Les autres radionucléides du « cycle »

En France, lors des opérations de retraitement, qui ne concernent à ce jour que le combustible « classique » (combustible UNE), 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 appauvri et de plutonium appelé combustible MOX. À l'issue du retraitement des combustibles usés, restent les « actinides mineurs¹⁴ » et les « 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 dans une matrice de verre à l'intérieur de conteneurs métalliques).

II.2.3.1 Le plutonium

Le plutonium est un élément chimique artificiel (c'est-à-dire que les isotopes naturels ont disparu compte tenu de leur période radioactive) presque exclusivement produit de 1940 à nos jours. Tous les isotopes et composés du plutonium sont toxiques et radioactifs.

L'essentiel des isotopes du plutonium sont des émetteurs de rayonnements 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 MeV¹⁵). La radiotoxicité du plutonium, à l'inverse de l'uranium, est prépondérante par rapport à sa toxicité chimique.

Le dioxyde de plutonium (PuO_2) est la forme du plutonium qui entre dans la fabrication des combustibles dits « MOX » (combustibles à base d'uranium et de 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) peuvent, par des réactions successives de captures de neutrons et de désintégration, se transformer. 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. Ces actinides mineurs ne représentent que de l'ordre du millième de la masse des combustibles usés.

Leur radioactivité et leur puissance thermique décroît lentement et ils sont donc à l'origine de l'essentiel de la radioactivité à long terme des déchets radioactifs. Au plan de la radiotoxicité, les actinides mineurs sont des émetteurs alpha, avec des émissions de forte énergie. Ils présentent le même

¹⁴ Cf. définition des actinides mineurs au § II.3.2.6 *La gestion des déchets ultimes*.

¹⁵ 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.

type de risque vis-à-vis de l'inhalation ou 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 éléments qui sont pour la plupart radioactifs et qui ne pourront se stabiliser qu'après une ou plusieurs désintégrations radioactives.

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, uranium ou plutonium), 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 radioactive¹⁶ 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 après 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 mais certains sont liquides ou gazeux (donc plus mobiles) comme l'iode ou les gaz rares.

Les produits de fission sont radiotoxiques mais généralement de période plus courte que les actinides. Ils contribuent à la radioactivité à court et moyen termes des déchets radioactifs de haute activité produits par le combustible nucléaire.

La plupart des 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).

Certains radionucléides sont rejetés par voie gazeuse ou liquide lors des opérations de retraitement menées à La Hague, dans le cadre des autorisations de rejets en vigueur.

II.3 Les étapes du « cycle du combustible »

Le « cycle du combustible » est présenté au § II.1 *Présentation générale*. Les différentes étapes du cycle sont présentées dans cette partie du rapport.

II.3.1 *L'amont du « cycle du combustible »*

II.3.1.1 L'extraction de l'uranium

Pour les besoins français, de l'ordre de 7 800 tonnes d'uranium sous forme de minerais sont extraites chaque année de mines souterraines ou à ciel ouvert. Ce minerai peut aussi être extrait par la technique de la lixiviation in situ¹⁷ lorsque la topologie du gisement s'y prête, comme aux USA ou en Asie centrale. L'uranium naturel est réparti de façon assez homogène sur la surface de la planète.

¹⁶ 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.

¹⁷ 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.

Les principaux gisements d'uranium intéressants se situent dans les zones suivantes : Australie, Kazakhstan, Canada, Namibie, Russie, Mongolie, Ouzbékistan, Niger. Cette diversité 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 (cf. l'Annexe 1 : *Un contexte de concurrence et un besoin de sécurisation des approvisionnements*). En revanche, dans cette répartition, l'Europe et la France en particulier ne sont pas richement dotées¹⁸. La France (qui n'exploite aujourd'hui plus de mines d'uranium) dépend donc de l'international pour son approvisionnement en uranium naturel extrait des mines.

Près de 310 000 tonnes d'uranium appauvri détenues par Orano sont par ailleurs entreposées sur le territoire national. Ce stock représente un gisement qui pourrait être « exploité » (cf. Annexe 5 : *Perspectives de valorisation de l'uranium appauvri*).

L'uranium ainsi extrait est traité et mis sous la forme d'un concentré solide contenant de 70 à 80% d'uranium, avant d'être conditionné dans des conteneurs de 220 litres.

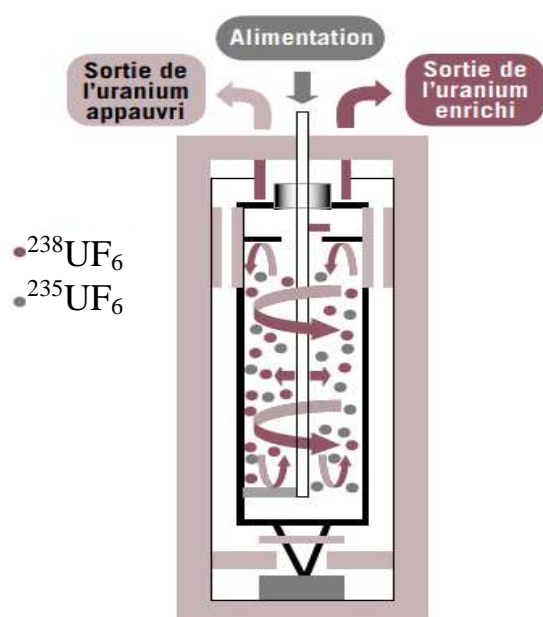
II.3.1.2 La conversion et l'enrichissement de l'uranium

Les procédés industriels d'enrichissement isotopique nécessitent le passage à un état gazeux. C'est l'objet de l'étape dite de conversion. Lors de cette étape, les concentrés d'uranium issus des mines sont d'abord convertis en hexafluorure d'uranium. Comme indiqué au § II.2.2 Les différentes formes de l'uranium dans le « cycle du combustible », ce produit est facile à porter en phase gazeuse. En France, cette transformation se fait en deux étapes : l'uranium naturel est d'abord transformé en tétrafluorure d'uranium (UF₄) dans l'usine de conversion Orano de Malvézi (Aude) – par un procédé de dénitrification thermique - puis en hexafluorure d'uranium (UF₆) dans l'usine de conversion Orano du Tricastin (Drôme) - l'usine Comurhex II¹⁹. L'UF₆ naturel avant enrichissement est conditionné, pour les transports, dans des conteneurs cylindriques spécialement conçus à cet effet (de type 48 Y).

¹⁸ Des gisements d'uranium sont néanmoins présents en France, principalement dans le Limousin. Au début des années 90, il a été décidé de mettre fin à leur exploitation.

¹⁹ La production de l'usine Comurhex II commence en 2018 en vue d'atteindre un niveau nominal en 2021. Auparavant, cette conversion était effectuée au sein de Comurhex I dont la production s'est arrêtée le 31 décembre 2017.

La conversion de l'uranium peut également être réalisée par Converdyn (Etats-Unis), Cameco (Canada) et Tenex (Russie) (cf. l'Annexe 1 : Un contexte de concurrence et un besoin de sécurisation des approvisionnements).



L'enrichissement se fait actuellement par le procédé d'ultracentrifugation qui utilise la différence de masse entre les isotopes ^{235}U et ^{238}U de l' UF_6 . Comme illustré sur la figure ci-après, la force centrifuge concentre les particules les plus lourdes à la périphérie, créant un effet de séparation isotopique. Le gaz enrichi en isotope léger et situé plus au centre du dispositif, est transporté vers le haut de la colonne tandis que le gaz enrichi en isotope lourd descend. Les produits enrichis et appauvris sont récupérés aux deux extrémités de la colonne. Ce procédé est mis en œuvre dans l'usine Georges Besse II (dite GBII) située sur la plateforme du Tricastin, mise en service en 2011.

Auparavant, l'usine George Besse (dite GBI) réalisait cette opération d'enrichissement en utilisant le procédé de diffusion gazeuse.

Figure 7 : Enrichissement de l'uranium (GBII)

L'enrichissement de l'uranium naturel peut également être réalisé par Urenco (Pays-Bas, Royaume-Uni et Allemagne) et Tenex (Russie).

À l'issue de l'étape d'enrichissement, deux produits sont formés :

- L'uranium enrichi, typiquement à environ 4% d'uranium 235. Chaque année, le besoin en uranium enrichi pour le parc français représente de l'ordre de 1 080 t. Cet uranium va suivre le circuit de la fabrication du combustible. L' UF_6 enrichi est conditionné pour les transports, dans des conteneurs cylindriques (de type 30 B).
- L'uranium appauvri, 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). Chaque année, de l'ordre de 6 720 t d'uranium appauvri²⁰ sont produites. Cette fraction appauvrie comporte un potentiel énergétique résiduel qui permet d'envisager sa réutilisation (cf. Annexe 5 : Perspectives de valorisation de l'uranium appauvri).

L'uranium appauvri peut se trouver sous deux formes qui sont entreposées (cf. le tableau ci-après) dans des conditions adaptées à leurs caractéristiques :

- L' U_3O_8 appauvri est obtenu à partir de l' UF_6 appauvri après une opération appelée défluoration réalisée dans l'atelier W du site de Tricastin. Il 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. L'uranium appauvri, lorsqu'il n'est pas valorisé sur le court terme, est destiné à être entreposé pour une période potentiellement longue sous cette forme qui présente l'avantage d'être extrêmement stable comme indiqué précédemment afin de réduire « à la source » les risques liés à son entreposage. Les conteneurs DV70 d' U_3O_8 appauvri sont entreposés à Bessines²¹ et dans les parcs du Tricastin (parcs P09 et P19²²) ; ils

²⁰ Cette matière, propriété de l'enrichisseur, peut donc être générée hors de France en fonction du choix par EDF de ses fournisseurs.

²¹ Entreposage qui relève du régime des installations classées pour la protection de l'environnement et est autorisé par

sont également utilisés en tant que protection radiologique dans les parcs d'entreposage de l'URT²³ du Tricastin ;

- L'UF₆ appauvri est entreposé sur le site du Tricastin, généralement sous forme solide, dans des conteneurs cylindriques (48Y) 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, utilisés dans tous les pays réalisant la conversion ou l'enrichissement, sont conçus pour être entreposés à ciel ouvert.

De l'uranium appauvri est utilisé pour fabriquer le combustible MOX (cf. § II.3.2.4.2 *Le recyclage du plutonium*).

Inventaire de l'uranium appauvri détenu par Orano :

Au 31 décembre 2016, l'inventaire d'uranium appauvri détenu par Orano (ex-AREVA-NC) était de l'ordre de 310 000 tonnes de métal lourd, réparties sur les sites suivants :

Désignation et localisation		Stocks
Site	Département	Quantités à fin 2016 (arrondies 100 tML)
Bessines - entreposage	Haute-Vienne (87)	135 600 tML
Tricastin - entreposage	Drôme (26)	173 300 tML
Comurhex (Malvési) usine de conversion	Aude (11)	500 tML
MELOX (Marcoule) – usine de fabrication de MOX	Gard (30)	200 tML
Total sites Orano²⁴		309 600 tML

Figure 8 : Inventaire de l'uranium appauvri détenu par Orano sous formes U₃O₈ et UF₆ (au 31 décembre 2016)

En France et dans les autres pays enrichisseurs, l'enrichisseur devient propriétaire de l'uranium appauvri qu'il produit.

EDF ne détient pas d'uranium appauvri excepté celui contenu dans le combustible MOX non irradié.

La quantité complémentaire qui pourrait être générée à l'horizon 2030 est estimée à environ 90 000 tML sur la base de la capacité nominale de production de GBII. L'édition 2018 de l'*Inventaire national des matières et déchets radioactifs* indique un stock d'environ 400 000 tML à l'horizon 2030 et 470 000 tML à l'horizon 2040. Ces valeurs ne préjugent pas des perspectives de valorisation du stock existant décrites à l'*Annexe 5 : Perspectives de valorisation de l'uranium appauvri* et liées à l'évolution des marchés de l'amont du cycle.

Le choix de la teneur résiduelle en uranium 235 de l'uranium appauvri issu de l'enrichissement est le résultat d'une optimisation économique permanente entre le cours de l'uranium et le coût de l'enrichissement.

arrêté préfectoral conformément aux dispositions du titre I^{er} du livre V du code de l'environnement.

²² Entreposages qui relèvent du régime des installations classées pour la protection de l'environnement et sont autorisés par arrêté préfectoral conformément aux dispositions du titre I^{er} du livre V du code de l'environnement.

²³ Entreposages qui relèvent du régime des installations nucléaires de base : parc P17 (INB n° 178), parc P18 (INB n° 155) et parc P35 (INB n° 179).

²⁴ Cette information est aussi publiée dans l'*Inventaire national des matières et déchets radioactifs 2018*. L'inventaire d'uranium appauvri détenu par Orano inclut 16 600 tonnes d'uranium appartenant à Urenco et défluoré par Areva pour le compte d'Urenco. La ré-expédition partielle de ces matières a lieu chaque année et se terminera en 2020.

L'uranium appauvri, quelle que soit sa teneur, contient toujours de l'uranium 235 et est donc toujours potentiellement valorisable notamment par ré-enrichissement. Cependant, plus la teneur résiduelle en uranium 235 est faible, plus l'opération d'enrichissement est 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.

Dans le cadre d'un processus d'enrichissement de l'uranium, la quantité de « *services d'enrichissement* » utilisée pour ce faire se mesure en Unité de Travail de Séparation²⁵ (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.

Le rapport quantité d'uranium naturel / quantité d'UTS mises en œuvre est le résultat d'une optimisation économique entre le cours de l'uranium et le coût de l'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 des cours respectifs de prestations d'enrichissement et de l'uranium.

	Production de 1 000 t d'uranium enrichi à 4% (dont 40 tonnes d'uranium 235)		
Quantité d'uranium naturel nécessaire (dont uranium 235)	7 436 tonnes (dont 52 tonnes ²³⁵ U)	8 134 tonnes (dont 57 tonnes ²³⁵ U)	9 002 tonnes (dont 63 tonnes ²³⁵ U)
Quantité de services d'enrichissement	6 544 kUTS	5 832 kUTS	5 276 kUTS
Quantité d'uranium appauvri généré par l'enrichissement (dont uranium 235)	6 436 tonnes (12 tonnes ²³⁵ U)	7 134 tonnes (17 tonnes ²³⁵ U)	8 002 tonnes (24 tonnes ²³⁵ U)
Teneur de l'uranium appauvri en uranium 235	0,20%	0,25%	0,30%

Figure 9 : 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 ;

²⁵

L'unité de travail de séparation (UTS) représente le travail nécessaire à l'enrichissement isotopique d'un mélange. Cette unité est essentiellement utilisée pour évaluer le coût de la séparation d'un kilogramme d'uranium en deux lots de teneurs isotopiques différentes, dans le cadre d'un processus d'enrichissement de l'uranium.

- L'enrichisseur est donc *in fine* le seul à connaître la quantité et la teneur de l'uranium appauvri généré par son activité.

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

- Transférer la propriété de la matière appauvrie de l'électricien à l'enrichisseur ;
- Confier à l'enrichisseur la responsabilité de son entreposage, ce qui permet de l'effectuer en premier lieu sur le site où il est produit et donc de limiter les transports de matières ;
- Donner ainsi l'opportunité à l'enrichisseur de décider à tout moment de la valoriser, notamment 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.

Le poids de cette ressource dans le portefeuille d'Orano est réévalué périodiquement car il dépend d'une optimisation économique entre le coût de l'uranium naturel et le coût « d'exploitation » de ce stock (principalement les opérations de conversion et d'enrichissement). Il est également lié à l'évolution des stratégies de production minière d'Orano et de recours à d'autres ressources secondaires (cf. *Annexe 5 : Perspectives de valorisation de l'uranium appauvri*).

II.3.1.3 La fabrication du combustible à l'uranium naturel enrichi (« UNE »)

L'UF₆ enrichi gazeux issu de l'étape d'enrichissement est ensuite transformé en oxyde d'uranium enrichi (UO₂) lors d'une opération appelée défluoration.

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.



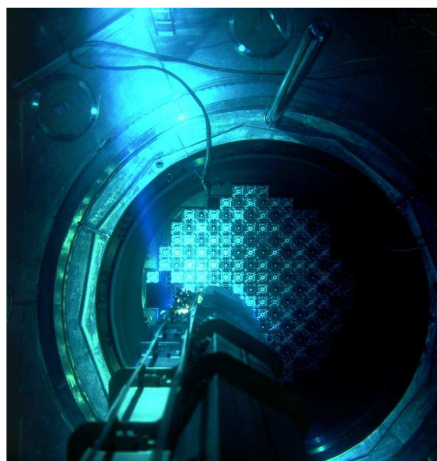
Pastilles d'UO₂

Les deux grands fournisseurs d'assemblages combustibles à l'uranium naturel enrichi pour les réacteurs à eau sous pression d'EDF sont « agréés » par l'ASN (cf. l'*Annexe 1 : Un contexte de concurrence et un besoin de sécurisation des approvisionnements*). La fabrication des assemblages pour EDF est réalisée dans les usines européennes de :

- Framatome : sites de Romans-sur-Isère en France ou de Lingen en Allemagne ;
- Westinghouse : Suède, Grande Bretagne et Espagne.

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

EDF exploite en France un parc de production d'électricité d'origine nucléaire composé de 58 réacteurs répartis sur 19 sites. Pour une production annuelle de l'ordre de 420 TWh, correspondant à plus de 85% de la production électrique vendue par EDF, ces centrales consomment au total, en moyenne, de l'ordre de 1 200 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 ou d'uranium + plutonium contenue dans le réacteur (tonnes de métal lourd : tML)
900 MWe	157	72
1 300 MWe	193	104

Figure 10 : Caractéristiques des cœurs de réacteurs

Les assemblages combustibles séjournent pendant trois ou quatre ans dans le réacteur. L'uranium 235 va être progressivement et partiellement 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 des 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.

Chaque année, de l'ordre de 1 200 t de combustibles sont déchargées des réacteurs.

II.3.2 L'aval du « cycle du combustible »

II.3.2.1 L'entreposage en piscine de refroidissement près du réacteur

Le combustible utilisé est entreposé dans une piscine de refroidissement (piscine sur site dite « BK ») attenante au réacteur pendant quelques années pour laisser diminuer son activité et sa puissance thermique résiduelle (i.e. sa capacité à continuer à dégager de la chaleur) avant son transport vers l'usine de traitement de La Hague, une partie significative des produits de fission ayant des périodes radioactives courtes de quelques secondes à quelques mois.



Piscine de refroidissement (EDF Belleville)

Le code de l'environnement prévoit en son article D. 542-79 que les détenteurs de combustibles usés identifient les besoins futurs en capacité d'entreposage au moins pour les vingt années suivantes. L'analyse prospective réalisée par EDF a confirmé que des capacités d'entreposage complémentaires seront nécessaires pour répondre à ses besoins à l'horizon 2030. Le projet de construction d'une nouvelle piscine d'entreposage pour les combustibles usés d'EDF est présenté en *Annexe 8 : Stratégie de gestion des capacités d'entreposage des combustibles usés*.

II.3.2.2 L'entreposage en piscine de refroidissement à La Hague

Les combustibles sont ensuite transférés dans les piscines de l'usine Orano de La Hague, pour y refroidir typiquement de l'ordre de 5 à 10 ans avant d'être retraités.

La quantité de combustibles usés (MOX usés, URE usés, UNE usés) non encore retraités, entreposés sur le site de la Hague au 31 décembre 2016, était de 9 778 tML. La capacité opérationnelle maximale actuelle de La Hague, tenant compte notamment d'emplacements disponibles réservés à l'exploitation, correspond à environ 14 000 tML. La quasi-totalité de cette matière (99,6%) est de propriété française (essentiellement EDF).

Cet entreposage est également abordé au § II.3.2.5 *Point sur les entreposages de combustibles usés* et à l'Annexe 8 : *Stratégie de gestion des capacités d'entreposage des combustibles usés*.

II.3.2.3 Le retraitement des combustibles usés sur le site de La Hague

Le retraitement des combustibles UNE 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 codifiée aux articles L. 542-1 et suivants du code de l'environnement. L'article L. 542-1-2 II 1° dispose que « la réduction de la quantité et de la nocivité des déchets radioactifs est recherchée notamment par le retraitement des combustibles usés et le traitement et le conditionnement des déchets radioactifs ».

Plus généralement, ce retraitement des combustibles usés vise actuellement à :

- Récupérer et recycler le plutonium, ce qui permet une économie des ressources naturelles. Ce retraitement conduit également à la constitution d'un stock de matières potentiellement valorisables, il s'agit de l'uranium de retraitement qui n'est actuellement pas recyclé.
- Conditionner les déchets, notamment ceux de haute activité par vitrification, sous une forme inerte et durable.

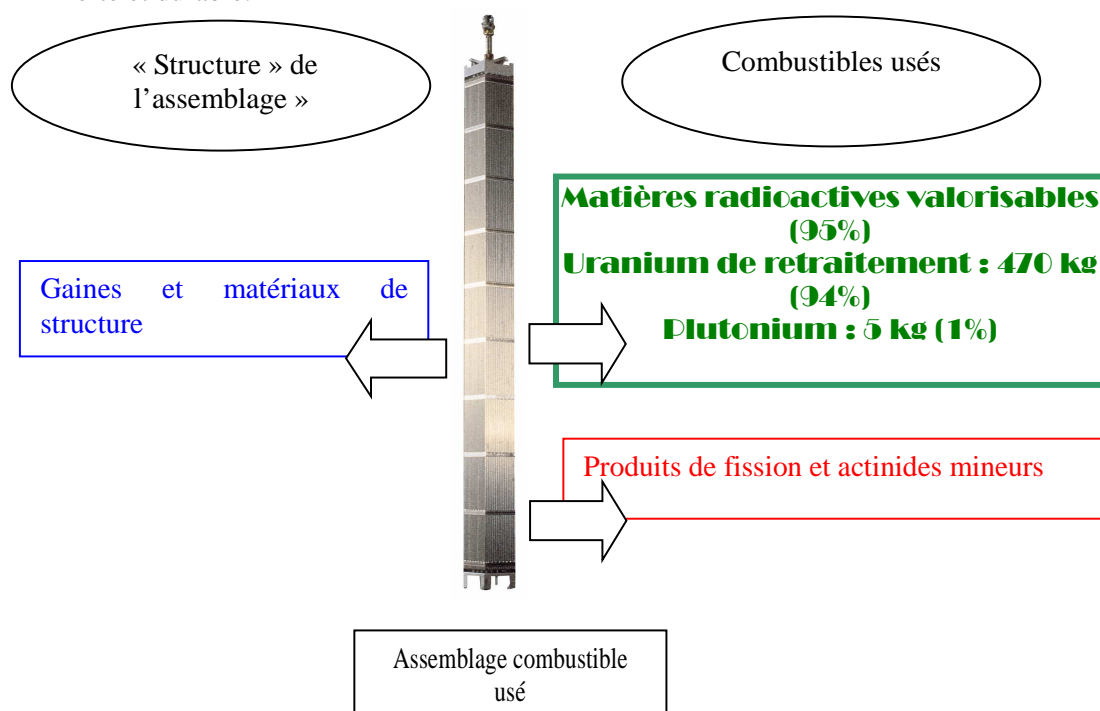


Figure 11 : Schéma représentant le bilan matière du retraitement d'un assemblage combustible usé de 500 kg : mise en évidence des matières radioactives valorisables

Les opérations de retraitement des combustibles UNE usés sont réalisées dans l'usine Orano de La Hague.

Depuis quelques années, de l'ordre de 1 080 tonnes de combustibles usés sont retraitées annuellement. (Cf. *Annexe 3 : Quantités de combustible chargé, évacué, traité entre 2010 et 2016 (données EDF)*)

Depuis sa création, plus de 33 000 tML de combustibles usés ont été traitées dans cette usine pour le compte de clients français et étrangers, la majeure partie pour le compte d'EDF (plus des 2/3).

Matières nucléaires valorisables

Pour le plutonium :

Le plutonium est valorisé pour fabriquer du combustible MOX : cf. § II.3.2.4.2 *Le recyclage du plutonium*. Pour mémoire, de l'ordre de 10,8 tML de plutonium sont produites par an (soit 5 kg pour un assemblage combustible usé de 500 kg).

Pour l'uranium de retraitement :

Pour mémoire, pour un traitement de l'ordre de 1 080 t par an, 1 026 tML d'URT sont produites par an (soit 470 kg pour un assemblage combustible usé de 500 kg).

Aujourd'hui, l'uranium de retraitement n'est plus valorisé, mais il l'a été et il est prévu qu'il le soit à nouveau à partir de 2023.

En effet, l'URT peut être ré-enrichi pour produire de l'uranium de retraitement enrichi (URE) utilisé pour la fabrication de combustibles URE.

En France, les 4 réacteurs de 900 MWe de la centrale nucléaire de Cruas sont autorisés à fonctionner avec du combustible URE. De 1994 à 2013, sur 850 tonnes environ d'URT produites chaque année dans les usines de la Hague, de 300 à 600 tonnes étaient annuellement ré-enrichies²⁶. 4 350 tonnes d'URT ont ainsi pu être ré-enrichies pour fabriquer environ 540 tonnes de combustibles URE sur cette période.

Le chargement de combustible URE a été interrompu en 2013 pour des raisons industrielles, économiques et environnementales. Après irradiation dans les réacteurs de Cruas, le combustible URE n'a pas été retraité. Les combustibles URE usés sont actuellement entreposés en piscine, essentiellement à La Hague.

EDF a décidé de reprendre à partir de 2023 le recyclage de l'URT dans certains de ses réacteurs. Cette reprise du recyclage de l'URT a pour objectif d'utiliser au mieux les matières nucléaires issues du traitement des combustibles UNE usés (actuellement environ 1 026 tonnes d'URT sont produites par an) et de stabiliser puis réduire à terme le stock d'URT lui appartenant (ce stock s'élève actuellement à environ 19 800 tonnes).

Pour ce qui concerne la fabrication de combustibles URE de 1994 à 2013 ainsi que l'utilisation de l'URE prévue à partir de 2023 se référer à l'*Annexe 6 : Perspectives de valorisation de l'URT*.

²⁶ Le ré-enrichissement de l'URT français a été effectué à l'étranger (Russie et Pays-Bas), car la technologie de diffusion gazeuse mise en œuvre dans l'installation française d'Orano (George Besse I) ne le permettait pas (elle était dédiée exclusivement à l'enrichissement de l'uranium naturel).

II.3.2.4 L'entreposage d'URT et le recyclage du plutonium

II.3.2.4.1 L'entreposage d'URT

L'URT est généralement conditionné sous forme d' U_3O_8 dans des conteneurs métalliques de 220 L, d'une contenance moyenne de 250 kg d'uranium avant d'être transporté et entreposé.

Au 31 décembre 2016, l'inventaire d'uranium de retraitement (URT) entreposé par Orano (ex-AREVA), faisait état de l'ordre de 29 600 tonnes, dont environ 19 800 tonnes en attente de restitution à EDF - ce dernier en étant le propriétaire, les 9 800 tonnes restantes constituent pour la majeure partie la propriété d'Orano et de ses clients étrangers ; ces quantités sont réparties sur les sites suivants :

Site	Quantités à fin 2016 (Arrondies 10 tML)
Tricastin	29 440 tML
La Hague	170 tML
Total Sites Orano <i>Dont clients étrangers</i>	29 610 tML 2 680 tML ²⁷

Figure 12 : Inventaire de l'uranium de retraitement détenu par Orano, en attente de restitution à EDF et aux clients étrangers (au 31 décembre 2016)

Cet inventaire augmente actuellement d'environ 1 026 t/an dans l'attente de la reprise du recyclage de l'URT.

II.3.2.4.2 Le recyclage du plutonium

II.3.2.4.2.1 La fabrication du combustible MOX

Environ 10,8 tonnes de plutonium issues du traitement des combustibles UNE usés, associées à de l'uranium appauvri (celui-ci entrant à plus de 90% dans la composition du combustible) sont mises en œuvre chaque année pour la fabrication d'assemblages combustible dits « MOX » (Mélange d'Oxydes de plutonium et d'uranium appauvri).

Le combustible MOX est aujourd'hui fabriqué par Orano dans l'usine MELOX à Marcoule selon les étapes décrites sur la figure ci-dessous. Il est constitué d'environ 10% de plutonium et d'environ 90% d'uranium appauvri.

²⁷ Lors des opérations de retraitement 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 Orano, en attente de restitution au client. En tant que matière valorisable, elle peut ensuite faire l'objet de transactions commerciales entre les différents clients.

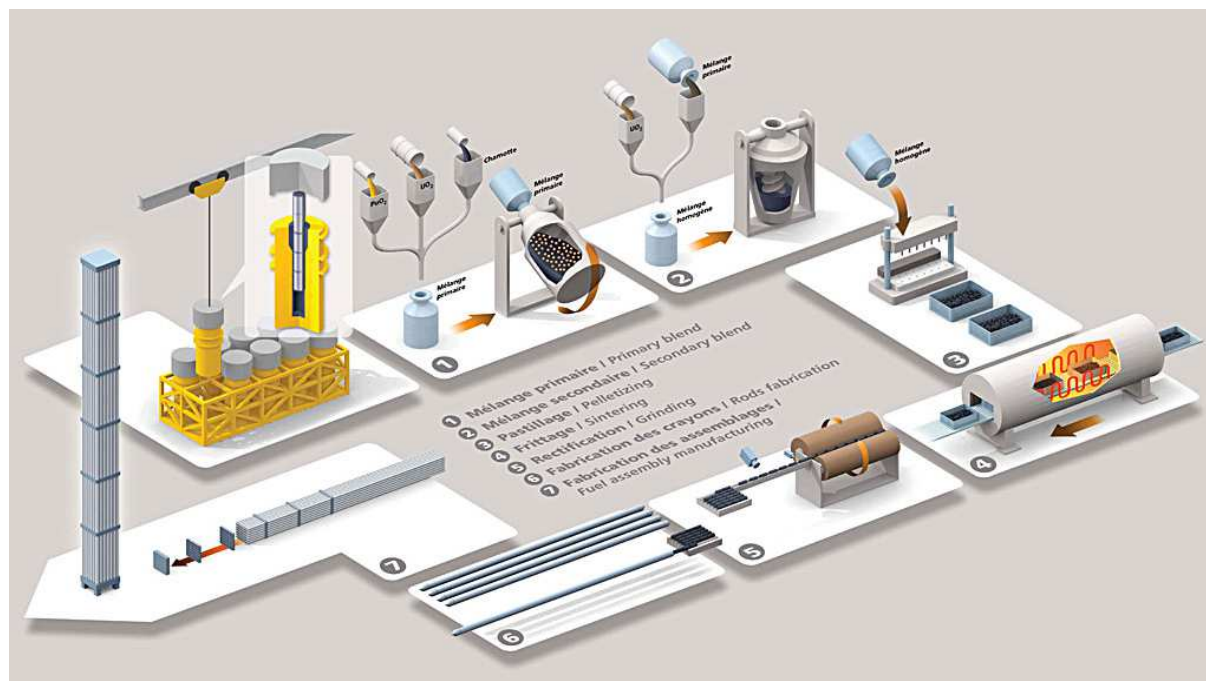


Figure 13 : Procédé de fabrication du combustible MOX

La fabrication du combustible MOX s'apparente à celle des combustibles à oxyde d'uranium. Elle se déroule selon les phases suivantes (les repères mentionnés étant ceux figurant sur le schéma de la figure 13 ci-dessus) :

- La production d'un mélange primaire, à partir de poudres d'oxyde de plutonium, d'oxyde d'uranium appauvri et de « chamotte » : le procédé mis en œuvre permet de recycler au travers de cette « chamotte » (cf. repère 1) des rebuts de fabrication. Les rebuts qui ne peuvent être recyclés directement sont envoyés à l'usine de La Hague en vue de leur traitement. Typiquement, le taux de rebut représente de l'ordre de 3 à 5 tML pour 100 tML produites à MELOX, l'objectif permanent étant de réduire ce taux ;
- La production du mélange secondaire (cf. repère 2) : de l'oxyde d'uranium appauvri est ajouté au mélange primaire pour obtenir la teneur en plutonium recherchée, entre environ 3 et 12 %, selon les besoins des réacteurs ;
- Le pastillage (cf. repère 3) : après une étape d'homogénéisation, la poudre est transférée dans des presses permettant d'obtenir des pastilles dites « pastilles crues » ;
- Le frittage (cf. repère 4) : les pastilles crues sont introduites dans des fours à haute température pour être converties en céramique ;
- La rectification (cf. repère 5) : les pastilles sont rectifiées entre deux meules afin d'obtenir le diamètre requis, au micron près. Les pastilles non conformes sont renvoyées en amont pour y être recyclées sous forme de « chamotte » ;
- Le gainage (cf. repère 6) : les pastilles sont ensuite insérées dans des tubes en alliage de zirconium appelés "crayons". Un crayon d'assemblage type REP 900 MWe mesure environ 4 mètres de long et est composé d'environ 320 pastilles en fonction des exigences des clients. Les crayons sont ensuite nettoyés, puis contrôlés ;
- L'assemblage (cf. repère 7) : cette dernière étape consiste à insérer les crayons dans une structure métallique pour former un "assemblage". Cet assemblage constitue le produit fini livré au client. Ces assemblages sont également soumis à des contrôles de fabrication, afin de vérifier leur futur comportement en réacteur.

La teneur en plutonium des combustibles MOX est adaptée de façon à atteindre des performances équivalentes à celles de l'UOX (actuellement 8,65% pour le combustible MOX d'EDF).

L'uranium appauvri pour la fabrication de combustible MOX au sein de l'usine MELOX est sous forme de poudre d'oxyde d'uranium (UO₂). Jusqu'en 2009, l'UO₂ appauvri était produit à partir de nitrate d'uranyle appauvri dans l'atelier TU2 du Tricastin, mis depuis à l'arrêt. Depuis 2011, l'UO₂ appauvri est obtenu par défluoruration directe d'UF₆ appauvri au sein de l'usine de fabrication de combustible de Framatome de Lingen (Allemagne).

De façon à accroître la flexibilité de production, Orano évalue actuellement la potentielle construction d'un atelier qui permettrait de nouveau la fabrication d'UO₂ à partir de nitrate d'uranyle issu d'une dissolution de l'U₃O₈ appauvri (procédé analogue à celui mis en œuvre dans l'ex-atelier TU2).

II.3.2.4.2.2 La valorisation sous forme de combustible MOX

Le recyclage du plutonium s'est mis en place progressivement avec le démarrage de l'usine de fabrication MELOX, puis l'augmentation progressive du nombre de réacteurs autorisés à utiliser du MOX et la hausse de la teneur d'incorporation du plutonium dans les MOX (gestion dite « Parité MOX »).

De 22 réacteurs en 2010, ce sont maintenant 24²⁸ réacteurs qui sont autorisés par décret pour utiliser du combustible MOX. Près de 10 % de l'électricité nucléaire est aujourd'hui produite grâce à ce combustible.

Les 24 réacteurs qui sont autorisés à utiliser du combustible MOX sont les réacteurs du palier CPY - 900 MWe, à l'exception des 4 réacteurs de Cruas, c'est-à-dire :

- Les 4 réacteurs de la centrale nucléaire de Dampierre,
- Les 6 réacteurs de la centrale nucléaire de Gravelines,
- Les 4 réacteurs de la centrale nucléaire de Blayais (cf. note 28),
- Les 4 réacteurs de la centrale nucléaire de Tricastin,
- Les 4 réacteurs de la centrale nucléaire de Chinon,
- Les 2 réacteurs de la centrale nucléaire de Saint-Laurent.

Ces réacteurs sont signalés par un point rouge sur la carte de France des réacteurs (cf. *Figure 1*).

Ce combustible est chargé dans les réacteurs adaptés, à hauteur de 30% d'assemblages combustibles MOX dans un cœur, le reste du cœur du réacteur étant constitué d'assemblages combustibles « classiques » (i.e. fabriqués à partir de pastilles d'uranium naturel enrichi « UNE »).

Désormais, les combustibles MOX sont conçus pour être équivalents en termes de propriété énergétique aux combustibles UNE contenant 3,7% en uranium 235 chargés dans les mêmes réacteurs (i.e un assemblage combustible MOX produit la même énergie qu'un combustible UNE).

Depuis 1987, environ 5 200 assemblages MOX (soit 2 400 tML) ont été chargés en réacteur, ce qui représente le recyclage d'environ 140 tonnes de plutonium.

²⁸ Pour 2 des 24 réacteurs, une autorisation spécifique de l'ASN est toutefois nécessaire, ces réacteurs devraient être moxables en 2019/2020 d'après EDF (il s'agit de 2 réacteurs de la centrale nucléaire de Blayais).

Zoom sur les taux de recyclage :

Sur 1 200 tonnes de combustibles chargées chaque année dans les réacteurs, 120 tonnes sont des combustibles MOX fabriqués à partir des 10,8 tonnes de plutonium recyclé.

Si l'on comptabilise les quantités de matières recyclées, il convient de considérer un taux de recyclage inférieur à 1% correspondant au rapport 10,8 t (matières recyclées) / 1200 t (matières totales chargées).

Si l'on considère le potentiel énergétique des matières, on peut considérer que la fraction économisée de combustible frais à l'uranium naturel enrichi permise par le recyclage du plutonium conduit à établir le rapport 120 t (combustibles issus du recyclage) / 1200 t (totalité des combustibles), ce qui représente un taux de recyclage de 10%²⁹. C'est également un taux de 10% qu'il convient de retenir si l'on considère l'économie d'uranium naturel permise par le combustible MOX (au total 18 000 t d'uranium naturel ont été économisées depuis 1987).

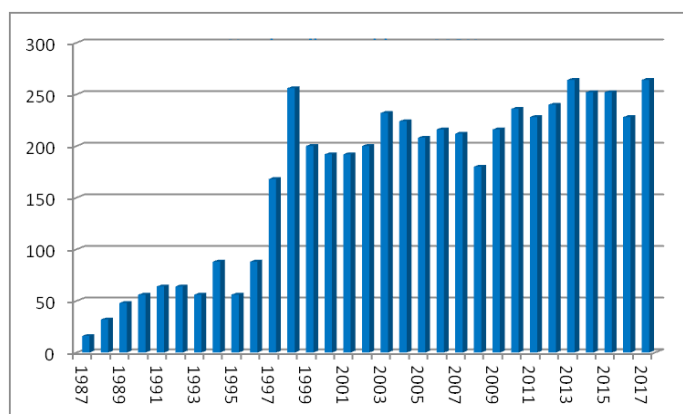


Figure 14 : Chronique de chargement du combustible MOX dans les réacteurs du parc (nombre annuel d'assemblages)

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

Au plan technique, des campagnes industrielles menées à La Hague ont montré que les combustibles MOX usés peuvent être retraités selon le même procédé que les combustibles URE usés. Ce recyclage du plutonium contenu dans les combustibles MOX usés est étudié dans le cadre du PNGMDR 2016-2018. Ces études³⁰ menées par le CEA en lien avec EDF et Orano dressent le bilan des études de caractérisation technique de scénarios industriels mettant en œuvre différentes options de cycle du combustible, le multi-recyclage en RNR (référence actuelle) ainsi que l'option de multi-recyclage en REP. Concernant cette dernière option, un programme de recherche et de développement conjoint CEA, EDF, Framatome et Orano est actuellement en cours en vue d'envisager la fabrication au début des années 2020, à l'issue de démonstrations de sûreté et sous réserve des autorisations administratives requises, d'un assemblage test de combustible MOX afin de tester un second cycle de recyclage du plutonium dans un réacteur REP français.

Dans les conditions d'utilisation actuelle du parc nucléaire français, le recyclage du plutonium contenu dans les combustibles MOX n'est pas réalisé car ce plutonium présente un potentiel énergétique moindre que celui du plutonium extrait du combustible URE usé. Cette différence est due à la

²⁹ Ce taux s'élèverait à 16 % avec la reprise du recyclage de l'uranium de retraitement sur les 4 réacteurs de Cruas (ces réacteurs fonctionneraient avec 74 t d'URE par an environ).

³⁰ Études menées principalement au titre des articles 11 et 51 de l'arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret n° 2017-231 du 23 février 2017 (cf. Annexe 7 : Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme).

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 par EDF de valoriser immédiatement cette matière dans le parc de réacteurs à eau pressurisée. Les combustibles MOX usés, après avoir suffisamment refroidi dans les piscines BK, sont évacués et sont actuellement entreposés dans l'usine Orano de La Hague. A fin 2016, cet entreposage est de l'ordre de 1 330 tonnes et constitue une réserve énergétique de plutonium qui pourrait être utilisée à plus long terme pour l'alimentation des réacteurs de 4^{ème} génération (cf. *Annexe 7 : Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme*).

II.3.2.4.2.3 La gestion du stock de plutonium

- **Traité relatif à la non prolifération**

La France est une partie contractante au traité sur la non-prolifération ouvert à la signature à Washington, Londres et Moscou le 1^{er} juillet 1968, et entré en vigueur le 5 mars 1970. En adhérant à ce traité, elle s'est engagée à ne pas fournir de produits fissiles spéciaux à d'autres Etats. Les directives de l'AIEA relatives à la gestion du plutonium du 16 avril 1998 (INFCIRC/549) rappellent les engagements pris par la France le 28 novembre 1997 en matière de gestion du plutonium séparé ou contenu dans du combustible non irradié en vue d'éviter de contribuer au risque de prolifération. Ces engagements consistent notamment à gérer le plutonium de manière compatible avec les décisions nationales sur le « cycle du combustible » nucléaire tout en garantissant l'utilisation pacifique du plutonium, par un équilibrage de l'offre et de la demande de plutonium séparé ou contenu dans du combustible non irradié.

Qu'est-ce que le plutonium séparé ? L'irradiation du combustible en réacteur produit du plutonium. Le retraitement a notamment pour objet de séparer et récupérer le plutonium contenu dans le combustible irradié. Le plutonium, issu de l'opération de retraitement, est appelé plutonium séparé, afin de le distinguer du plutonium contenu dans du combustible.

Cette distinction est importante en termes de non-prolifération car la technique de séparation est très difficile à maîtriser. Elle a été consacrée par les directives de l'AIEA relatives à la gestion du plutonium (INFCIRC/549) que la France a décidé d'appliquer le 28 novembre 1997. Le plutonium séparé est ensuite engagé dans le processus de fabrication du combustible MOX. Selon les directives précitées, on parle alors de plutonium en cours de fabrication ou contenu dans des éléments combustibles MOX irradiés.

- **« L'équilibre Pu »**

Dans ce contexte, le plutonium est intégralement recyclé « en ligne »³¹ en tenant compte des délais techniques (environ 3 ans de stock de plutonium EDF à La Hague) et des fluctuations de production des différentes usines. Pour cela, et afin de ne pas accroître le stock de plutonium, le contrat entre EDF et Orano 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 la fabrication du combustible MOX destiné à être chargé dans les réacteurs autorisés à cet effet.

La mise en place progressive de l'utilisation du MOX, réalisée de 1995 à 2007, a conduit à la constitution de stocks de plutonium séparés à toutes les étapes du processus industriel. Ces stocks tampons, ou en-cours usines, sont nécessaires à la fluidité opérationnelle et à la gestion des aléas.

³¹ 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).

EDF adapte le niveau de traitement de ses combustibles usés à la capacité de recyclage dans ses réacteurs moxés. Ce principe permet de s'assurer que seul le plutonium strictement nécessaire sera produit de façon à maîtriser le stock de « plutonium séparé ».

Le principe de gestion qu'applique EDF est celui d'un maintien d'un équilibre « Pu » entre :

- Le flux d'oxyde de plutonium provenant du retraitement des combustibles usés et
- Le flux nécessaire à la fabrication de combustibles MOX.

EDF indique au sein de l'Annexe 3 : *Quantités de combustible chargé, évacué, traité entre 2010 et 2016* que la quantité de combustibles UNE usés traitée est liée à la capacité des tranches du parc à recevoir du combustible MOX (actuellement 22 tranches CPY 900 MWe sur 24 autorisées à utiliser du combustible MOX). On ne traite pas plus de combustibles UNE usés que l'on ne peut charger de combustibles MOX dans les réacteurs dédiés. C'est le principe de l'égalité des flux qui évite d'entreposer du « plutonium séparé » en quantité supérieure à celle nécessitée par le fonctionnement du cycle (« plutonium engagé » dans la fabrication et stock de sécurité).

Lors de la fabrication du combustible MOX dans l'usine MELOX de Marcoule appartenant à Orano Cycle, des assemblages combustibles MOX peuvent être produits et rebutés (cf. II.3.2.4.2.1 La fabrication du combustible MOX). Il peut s'agir de rebuts de fabrication tels qu'il en existe dans toute activité de production industrielle, conditionnés principalement sous forme d'assemblages, comme des combustibles MOX dont le client final n'a pas accepté la livraison pour des raisons contractuelles ou industrielles. Ces rebuts appartiennent à Orano et à EDF, ils sont considérés comme des matières valorisables du fait du potentiel énergétique qu'ils contiennent. Ils sont actuellement entreposés à l'usine de La Hague dans des piscines. Typiquement, le taux de rebut représente de l'ordre de 4 à 6 tML pour 120 tML produites à MELOX. Le taux moyen de plutonium contenu dans les rebuts est de l'ordre de 7%, ce qui représente environ 350 kg de plutonium. Toute activité de fabrication comporte un taux de rebuts, les 350 kg immobilisés dans le MOX rebuté en font partie ; ils ne contribuent pas actuellement à « l'équilibre Pu », dans la mesure où ils ne seront valorisés qu'après traitement. Toutefois, il s'agit de comparer ces 350 kg à la quantité de plutonium entrant dans la fabrication de combustibles MOX, pour mémoire 10,8 tonnes chaque année et de garder à l'esprit qu'il ne s'agit pas de plutonium séparé et que le traitement des rebuts MOX, dont la faisabilité a été démontrée, permettrait de réintroduire ce plutonium dans le procédé de traitement.

La France s'est engagée à déclarer chaque année à l'AIEA les quantités de plutonium séparé ou contenu dans du combustible non irradié entreposées en France. Ces déclarations sont consultables sur le site de l'AIEA³². Au 31 décembre 2016, sur la base de cette déclaration, en France, on comptabilise 81,7 tonnes de plutonium séparé³³ ou présent dans du combustible MOX non irradié en cours de fabrication ou fabriqué, dont :

- 43,8 tonnes sont entreposées à La Hague. Ce stock correspond au plutonium séparé non irradié issu du retraitement du combustible usé, dans l'attente de sa réutilisation dans les assemblages combustibles MOX ;
- 9,2 tonnes sont dites « engagées » dans le processus de fabrication des assemblages combustibles MOX qui se déroule principalement dans l'usine de fabrication MELOX ;
- 28,1 tonnes sont contenues dans des assemblages combustibles MOX non irradiés. Ces assemblages en attente d'expédition sont entreposés sur le site de MELOX et de façon conjoncturelle sur le site de La Hague ou entreposés en piscine de réacteur avant leur chargement. Quant aux assemblages combustibles MOX considérés comme rebuts, ils sont

³² <https://www.iaea.org/publications/documents/infcircs/communication-received-certain-member-states-concerning-their-policies-regarding-management-plutonium>

³³ L'irradiation du combustible en réacteur produit du plutonium. Le retraitement a notamment pour objet de séparer et récupérer le plutonium contenu dans le combustible irradié (pour le conditionnement cf. § II.2.3.1). Le plutonium, issu de l'opération de retraitement, est appelé plutonium séparé, afin de le distinguer du plutonium contenu dans du combustible irradié. Cette distinction est importante en termes de non-prolifération car la technique de séparation est très difficile à maîtriser. Elle a été consacrée par les directives de l'AIEA relatives à la gestion du plutonium (INFCIRC/549) que la France a décidé d'appliquer le 28 novembre 1997.

entreposés en piscine sur le site de La Hague en attente de leur retraitement ;

- Une très faible quantité (0,5 tonne) est présente dans le procédé d'installation de traitement de La Hague et une autre est entreposée dans des installations de recherche.

Sur ces 81,7 tonnes, 65,4 tonnes sont de propriété française (la quasi-totalité par EDF et Orano) et 16,3 tonnes sont de propriété étrangère.

Le stock de plutonium relevant des activités militaires est couvert par le secret défense.

- Quantités de plutonium détenues en France entre 2010 et 2016

Chiffres en tonnes arrondis à la centaine de kilogrammes	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016
1. Plutonium séparé non irradié dans des installations d'entreposage d'usines de retraitement	47,0	43,5	42,4	43,2	42,6	43,6	43,8
2. Plutonium séparé non irradié en cours de fabrication ; plutonium contenu dans des produits non irradiés semi-finis ou non finis dans des usines de fabrication de combustibles (ou dans d'autres installations)	5,5	6,6	7,1	6,6	9,5	8,9	9,2
3. Plutonium contenu dans du combustible MOX non irradié ou dans d'autres produits, fabriqués sur les sites de réacteurs ou sur d'autres sites	27,1	29,1	30,6	27,7	26,0	26,7	28,1
4. Plutonium séparé non irradié détenu dans d'autres installations que celles visées aux rubriques 1 et 2 *	0,6	1,1	0,5	0,6	0,7	0,5	0,5
Total	80,2	80,3	80,6	78,1	78,8	79,7	81,7

Figure 15 : Données annuelles des quantités détenues de plutonium civil non irradié déclarées à l'AIEA (annexe B)

Chiffres en tonnes arrondis à la centaine de kilogrammes	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016
1. Plutonium contenu dans du combustible irradié sur les sites de réacteurs civils	104,6	107,0	110,6	115,2	120,0	122,8	126,4
2. Plutonium contenu dans du combustible irradié sur les installations de retraitement	133,2	139,8	144,4	147,3	149,1	152,4	155,0
3. Plutonium contenu dans du combustible irradié détenu sur d'autres installations que celles visées aux rubriques 1 et 2 ci-dessus	6,4	6,4	6,4	6,4	6,4	6,4	6,4
Total	244,2	253,2	261,4	268,9	275,6	281,7	287,8

Figure 16 : Quantités estimées de plutonium contenu dans du combustible irradié dans les réacteurs civils déclarées à l'AIEA (annexe C)

II.3.2.5 Point sur les entreposages de combustibles usés

	Entreposage en piscine « BK » (en tML)	Entreposage à La Hague (en tML)	Total (en tML)
Combustibles « UNE » usés	3 410	7 950	11 360
Combustibles « MOX » usés (issu de REP)	500	1 330	1 830
Combustibles « URE » usés	138	440	578

Figure 17 : Stocks à fin 2016 d'assemblages combustibles usés à base d'uranium et de plutonium entreposés en piscine, la quasi-totalité appartenant à EDF (« BK » EDF et La Hague)

A fin 2016, environ 13 770 tonnes de combustibles usés sont entreposées en attente de retraitement³⁴. Pour mémoire, ces combustibles sont considérés comme des matières, et non des déchets.

EDF a le projet d'entreposer les combustibles MOX et URE usés dans une piscine d'entreposage centralisée telle que décrite au sein de l'Annexe 8 : *Stratégie de gestion des capacités d'entreposage des combustibles usés*.

Point technique :

En exploitation, une piscine près d'un réacteur (dite « BK ») doit pouvoir disposer d'un nombre d'alvéoles disponibles suffisant pour accueillir les assemblages du cœur entier et ceux de la recharge neuve du cycle suivant. La disponibilité des piscines dites « BK » en exploitation s'apprécie par rapport au seuil opérationnel dit « seuil d'exploitation », correspondant à la capacité totale (qui est de 8 100 tML) diminuée de ces alvéoles devant rester disponibles. Une marge de disponibilité permet de disposer de souplesse d'exploitation vis-à-vis des aléas. Au 31/12/2016, avec un entreposage de 5 360 tML, la disponibilité globale des piscines dites « BK » était de 21% du seuil d'exploitation.

La capacité opérationnelle des piscines des usines de La Hague est exprimée en nombre d'emplacements destinés à recevoir des paniers contenant du combustible usé. Cette capacité quasi-constante est sujette à de faibles variations annuelles (quelques emplacements) pour des raisons d'exploitation et de maintenance en particulier. A fin 2016, la capacité opérationnelle était d'environ 2 830 emplacements pouvant accueillir un panier de combustible usé avec un taux de disponibilité de 7,4%. (A titre d'illustration, un panier REP peut contenir jusqu'à 9 assemblages combustibles irradiés EDF soit environ 4,4 tML en moyenne.) La capacité opérationnelle maximale actuelle de La Hague, tenant compte notamment d'emplacements disponibles réservés à l'exploitation correspond à environ 14 000 tML. Le code de l'environnement prévoit en son article D. 542-79 que les détenteurs de combustibles usés identifient les besoins futurs en capacité d'entreposage au moins pour les vingt années suivantes. L'analyse prospective de ces besoins réalisée par Orano dans le cadre du PNGMDR [2016-2018] a fait l'objet d'une présentation dans le cadre du Groupe de Travail du PNGMDR³⁵

Le taux de disponibilité des piscines fait l'objet d'un suivi permanent par les autorités compétentes. Les projections d'occupation sont mises à jour annuellement.

³⁴ Pour donner un ordre de grandeur, à fin 2016, près de 5 000 tML de combustibles UNE et MOX étaient en cours d'utilisation dans les centrales nucléaires.

³⁵ GT PNGMDR du 1er décembre 2017

II.3.2.6 La gestion des déchets ultimes

II.3.2.6.1 Les stériles miniers et les résidus de traitement

En « amont » du « cycle du combustible », les activités d'extraction minière génèrent des « stériles miniers » et des déchets que sont les « résidus de traitement ».

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 250 sites en France répartis sur 27 départements et ont généré :

- Les stériles miniers correspondant à la matière (sols, roches, etc.) excavée pour accéder au « gisement » d'uranium que l'on veut exploiter. Ils n'ont pas subi de traitement mécanique ou chimique spécial.
- Des « résidus de traitement des minerais », constitués des produits restant après extraction par traitement de l'uranium. Les résidus miniers correspondent à des déchets de type Très Faible Activité ou Faible Activité générés lors des opérations de traitement du minerai. Ils correspondent à des déchets de procédé au sens du Code de l'environnement et les sites de stockage relèvent de la rubrique 1735 de la réglementation relative aux installations classées pour la protection de l'environnement. Ils sont soumis à l'arrêté du 23 juin 2015 relatif aux installations mettant en œuvre des substances radioactives, déchets radioactifs ou résidus solides de minerai d'uranium, de thorium ou de radium soumises à autorisation au titre de la rubrique 1716, de la rubrique 1735 et de la rubrique 2797 de la nomenclature des installations classées. Le traitement des minerais a été effectué dans huit usines³⁶.

Compte tenu des grandes quantités des résidus issues de l'exploitation des mines d'uranium, la gestion actuelle retenue pour ces substances est une gestion *in situ*, incluant une vérification des dispositions mises en œuvre pour limiter l'impact actuel et à long terme aussi bas que raisonnablement possible³⁷.

³⁶ Huit sites ont accueilli des usines de traitement de minerais, dont le rôle était d'extraire et de concentrer l'uranium : Bessines et le Bernardan en Haute-Vienne, le Bosc dans l'Hérault, Gueugnon en Saône-et-Loire, les Bois-Noirs Limouzat dans la Loire, Le Cellier en Lozère, Saint-Pierre dans le Cantal et l'Ecarpière à la limite de la Loire-Atlantique et du Maine-et-Loire.

³⁷ 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) : <https://www.andra.fr/sites/default/files/2017-12/Synthe%CC%80se%20PNGMDR%202016-2018.pdf> et à la circulaire du 22 juillet 2009 relative à la gestion des anciennes mines d'uranium (disponible sur www.ineris.fr/aida).

II.3.2.6.2 Les déchets ultimes directement issus des assemblages de combustible usé

II.3.2.6.2.1 Les assemblages combustibles UNE usés

Le retraitement des combustibles UNE usés (présenté au § II.3.2.3 *Le retraitement des combustibles usés sur le site de La Hague*) permet de récupérer les matières qui pourront être ensuite valorisées (en vert sur la figure) et d'isoler les déchets (en bleu et en rouge sur la figure).

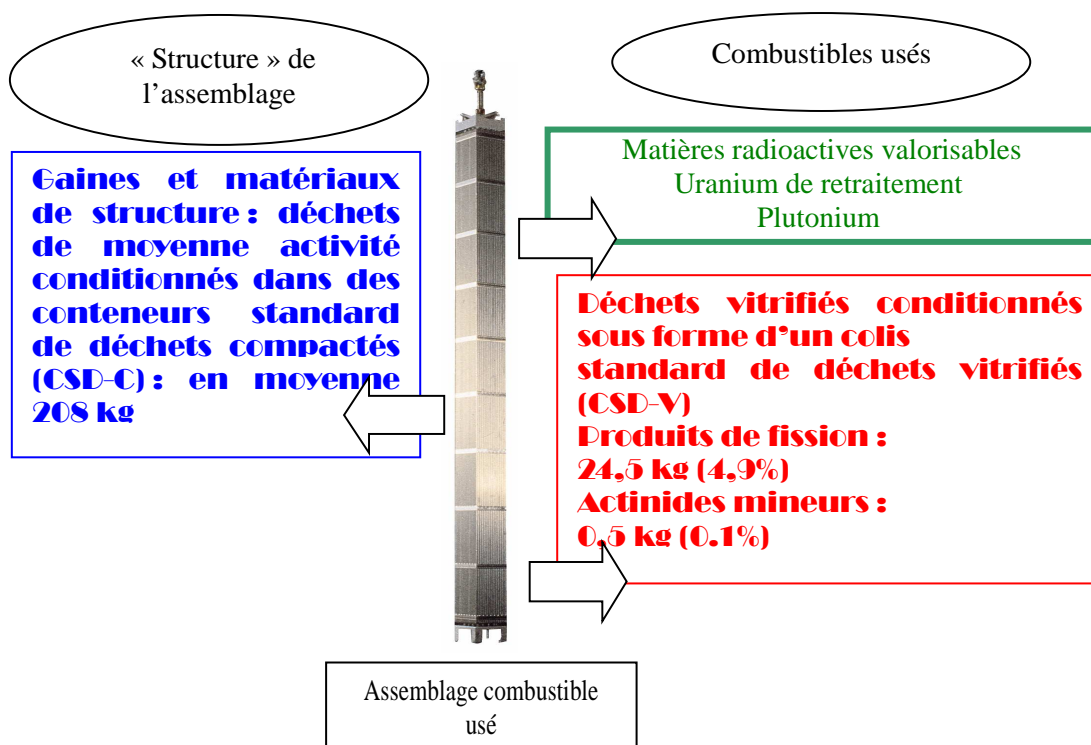


Figure 18 : Schéma représentant le bilan matière du traitement d'un assemblage combustible usé de 500 kg mettant en évidence les déchets générés

Comme la figure ci-dessus le montre, les déchets ultimes contenus dans les assemblages combustibles usés appartiennent à deux catégories :

- **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 conditionné dans un Conteneur³⁸ Standard de Déchets Vitrifiés (CSD-V) en inox. En raison de leur radioactivité élevée, ces déchets dégagent de la chaleur.

Ces déchets, de type Haute Activité (HA), représentent de l'ordre de 4 % en masse du combustible usé, soit 43,2 t/an. Pour un niveau de traitement de l'ordre de 1 080 tML/an de combustible usé, ce sont environ 826 colis standard de déchet vitrifiés (CSD-V) (soit un volume d'environ 147 m³) qui sont produits. Un colis de déchets HA / CSD-V contient 400 kg de verre pour 68 kg de déchets radioactifs.

Ces colis de déchets sont actuellement entreposés dans des installations dédiées à La Hague (atelier

³⁸ Le colis est constitué d'un conteneur, des déchets et des éventuels matériaux utilisés, soit pour la matrice de confinement ou de blocage, soit pour compléter le remplissage du conteneur. Le conteneur est l'enveloppe externe du colis.

R7, T7, E-EV-SE et E-EV-LH)³⁹.

Ces déchets sont destinés à être stockés dans le centre de stockage profond de déchets radioactifs en projet Cigéo où il est prévu de stocker environ 52 200 CSD-V issus du retraitement des combustibles usés⁴⁰. D'après les prévisions, les premiers CSD-V produits rejoindront le projet de stockage en 2076, ce délai s'explique par le délai nécessaire au refroidissement des colis.

Au 31 décembre 2016, environ 15 200 CSD-V (dont 99% sont français, soit environ 15 000 CSD-V) étaient entreposés sur le site de la Hague. Les conteneurs attribués aux clients étrangers sont destinés à leur être expédiés en application de la réglementation.

- Les déchets de structures

Les déchets de structure sont constitués des coques et embouts métalliques (structures métalliques des assemblages combustibles) séparés lors des opérations de cisailage et de dissolution. Ils sont compactés sous forme de galettes, qui sont ensuite conditionnées dans des conteneurs de même géométrie externe que les CSD-V, appelés CSD-C (Conteneur Standard de Déchets Compactés). Ces déchets sont des déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL). Ils représentent une masse d'environ 208 kg pour un assemblage dont la quantité de combustible est de 500 kg, soit 370 tonnes par an, ou en volume de 127 m³ (soit 706 CSD-C) pour un niveau de traitement de l'ordre de 1 080 tML/an de combustible usé.

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

Ces déchets sont également destinés à être stockés dans le centre de stockage en projet (Cigéo), où il est prévu de stocker environ 51 000 CSD-C issus du retraitement des combustibles usés⁴¹. D'après les prévisions, les premiers CSD-C produits rejoindront le centre de stockage en projet en 2030.

Au 31 décembre 2016, environ 15 000 CSD-C, dont 66% sont français soit environ 9 800 CSD-C, étaient entreposés sur le site de la Hague. Les conteneurs attribués aux clients étrangers sont destinés à leur être expédiés en application de la réglementation.

- L'évolution de la production des CSD-C et des CSD-V de 2010 à 2016

Le bilan, pour les années 2010 à 2016 de production des colis CSD-V et CSD-C dans les usines de La Hague est présenté dans le tableau suivant. Ce tableau indique par ailleurs le tonnage traité annuellement sur cette période.

Années	Tonnage traité (tML)	CSD-V produits	CSD-C produits
2010	1 049	724	1 472
2011	1 045	611	1 342
2012	1 024	642	885
2013	1 172	780	1 075
2014	1 217	1 101	822

³⁹ Les quantités de déchets entreposées à La Hague sont indiquées dans l'Inventaire national tenu à jour par l'Andra (www.inventaire.andra.fr/) et sur le site internet d'Orano à l'adresse suivante <http://www.orano.group/FR/accueil-204/publications.html>

⁴⁰ D'autres déchets vitrifiés HA issus principalement du retraitement de combustibles de la filière UNGG (environ 3 300 colis) seront également stockés dans Cigéo.

⁴¹ D'autres déchets de structure provenant principalement des filières REP ou UNGG, cimentés et conditionnés dans des fûts métalliques (environ 10 000 colis) seront également stockés à Cigéo.

2015	1 205	969	808
2016	1 118	848	733

Figure 19 : Bilan, pour les années 2010 à 2016 de production des colis CSD-V et CSD-C

Il est important de souligner que la production des colis de déchets pour une année donnée n'est pas corrélée à la quantité traitée cette même année.

Du fait du procédé mis en œuvre, un décalage existe entre le cisailage des combustibles traités et le conditionnement des déchets issus de ces combustibles. Ce décalage (cf. *Annexe 4 : les temps du « cycle » du combustible*) dépend notamment :

- Du nombre et de la durée des étapes associées (par exemple, les solutions de produits de fission séjournent dans des cuves « tampons » permettant notamment de réaliser des caractérisations) ;
- De la disponibilité des ateliers et équipements qui peut varier d'une année à l'autre.

De plus, dans le cas du procédé de compactage, depuis le démarrage de l'atelier en 2002, sont conditionnées non seulement les coques et embouts des combustibles cisailés en ligne, mais aussi le stock de coques et embouts non conditionnés produits entre 1995 et 2002.

Par ailleurs, le nombre de CSD-V produit ramené à la tonne de combustible traité varie en fonction des caractéristiques des combustibles traités (taux de combustion, temps de refroidissement et enrichissement initial...).

II.3.2.6.2.2 Les assemblages de combustibles MOX usés

Comme expliqué au § II.3.2.4.2.2 *La valorisation sous forme de combustible MOX* et au § II.3.2.5 *Point sur les entreposages de combustibles usés*, ces assemblages usés ne sont aujourd'hui pas retraités et sont entreposés dans les piscines des réacteurs puis dans celles de La Hague.

S'ils devaient être stockés, il convient de noter que la puissance thermique dégagée par un combustible MOX usé est, à performances égales, supérieure à celle dégagée par un combustible UNE usé. Ainsi, le temps nécessaire au refroidissement des combustibles MOX usés est supérieur de plusieurs décennies à celui du refroidissement de combustibles UNE usés.

II.3.2.6.2.3 Les assemblages de combustibles URE usés

Comme expliqué au §§ II.3.2.5 *Point sur les entreposages de combustibles usés*, ces assemblages usés, produits entre 1994 et 2013 (cf. l'*Annexe 3 : perspective de valorisation de l'URT*), ne sont aujourd'hui pas retraités et sont entreposés dans les piscines de La Hague.

II.3.2.6.3 Les déchets liés à l'exploitation et au démantèlement des installations du « cycle du combustible »

À l'instar de toute autre activité, des déchets liés à l'exploitation des installations et au démantèlement de celles-ci sont également 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).

Selon l'Inventaire national des matières et déchets radioactifs publié en 2018, le stock de déchets radioactifs généré par le secteur électronucléaire français s'élève à environ 900 000 m³ à fin 2016. Les déchets de haute activité représentent 0,4% du volume total et 96% de la radioactivité totale de ces déchets du secteur électronucléaire ; les déchets MA-VL représentent quant à eux environ 3 % du volume total et 4 % de la radioactivité totale. Ils sont gérés par l'Andra.

II.3.2.6.4 Zoom sur Cigéo

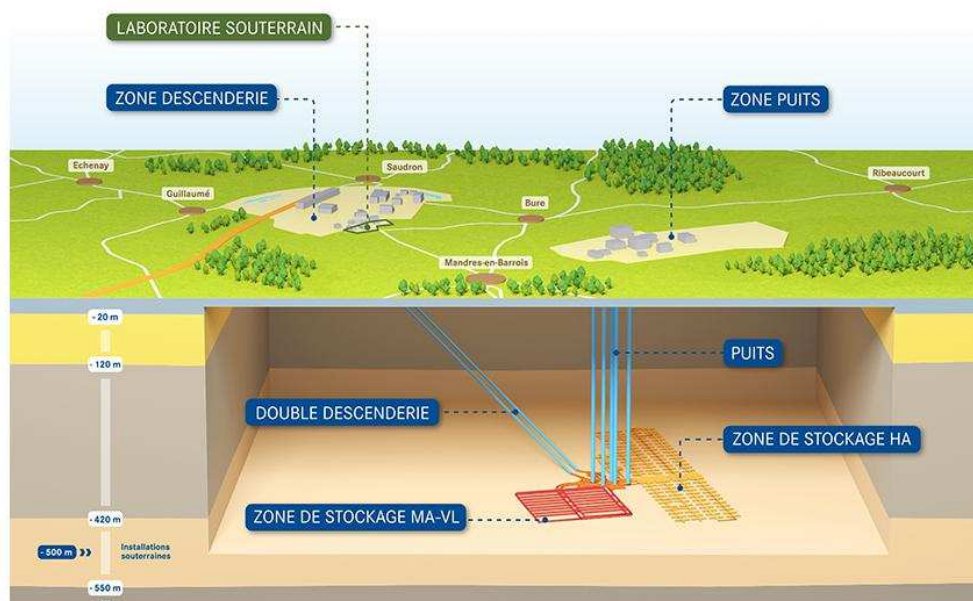


Figure 20 : Schéma de principe du projet Cigéo

Cigéo (Centre industriel de stockage géologique) est le projet français de centre de stockage profond de déchets radioactifs. Il est conçu pour stocker les déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue produits par l'exploitation de l'ensemble des installations nucléaires actuelles, jusqu'à leur démantèlement, et par le traitement des combustibles usés en provenance des centrales nucléaires.

Dès les années 1980, le stockage géologique a été reconnu au sein de la communauté scientifique comme une option à explorer pour la gestion de ces déchets. En France, des campagnes de prospection ont été menées à cette époque, mais, en l'absence de concertation, ont rencontré de très fortes oppositions locales. Un moratoire a été déclaré en conséquence en 1990 pour reprendre de manière plus concertée l'examen politique, scientifique et technique du devenir de ces déchets. Cette question a alors été reprise en main par le Parlement, qui a voté par deux lois successives le cadre de gestion des déchets HA et MA-VL.

En 1991, la loi « Bataille »⁴² a inauguré une longue période de recherche sur trois options alternatives dont le stockage en couche géologique profonde. Cette même loi encadrerait notamment les projets d'installation de laboratoire souterrain.

Au bout de 15 années de recherche, la faisabilité de principe du stockage profond et la capacité de la couche d'argile autour du laboratoire souterrain de Meuse/Haute Marne à confiner la radiotoxicité des déchets ont été démontrées. En 2005, l'ASN a alors déclaré que « le stockage en formation géologique profonde était une solution de gestion définitive qui apparaissait incontournable ». Elle émet cependant des réserves pour certains types de déchets.

⁴²

Loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs

En conséquence, deux options ont émergé lors du débat public organisé par la Commission Nationale du Débat Public en 2005 et 2006 :

- Le choix du stockage géologique, répondant à une « éthique de responsabilité et d'action » ;
- La poursuite des recherches, renvoyant la décision à l'horizon 2020, selon une « éthique de précaution ».

La gestion des déchets HA et MA-VL est étudiée selon les trois axes complémentaires identifiés dans la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs codifiée dans le code de l'environnement : le stockage réversible en couche géologique profonde, l'entreposage et la séparation et la transmutation des radionucléides à vie longue. En complément, des recherches sont menées sur le traitement et le conditionnement des déchets.

Le code de l'environnement retient le stockage géologique profond comme solution pour la gestion à long terme des déchets radioactifs ultimes qui ne peuvent pas être stockés en surface ou à faible profondeur pour des raisons de sûreté nucléaire ou de radioprotection (articles L. 542-1 du code de l'environnement et suivants).

Fin 2009, l'Andra a remis au Gouvernement un dossier faisant un point d'étape sur le projet de centre de stockage géologique profond. Il propose notamment, pour l'étude de l'implantation des installations souterraines du centre de stockage profond, une zone de 30 km² appelée ZIRA (zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie).

En 2014, l'Andra a lancé les études d'avant-projet sommaire du projet Cigéo. Ces études, évaluées par un groupe d'experts indépendants, ont débouché sur la validation d'un schéma industriel de référence.

La loi n° 2016-1015 du 25 juillet 2016, précisant les modalités de création d'une installation de stockage réversible en couche géologique profonde des déchets radioactifs de haute et moyenne activité à vie longue (notamment codifiée au L. 542-10-1 et au L. 542-12 du code de l'environnement), est ensuite venue préciser, sur la base des travaux de l'Andra et des conclusions issues du débat public de 2013, la notion de réversibilité du stockage géologique en couche profonde.

Début 2016, la ministre de l'environnement, de l'énergie et de la mer a arrêté le coût objectif du projet Cigéo, dont la construction et l'exploitation sont prévues pour durer près de 150 ans, à 25 milliards d'euros.

L'Andra a transmis à l'ASN, en avril 2016, le dossier d'options de sûreté (DOS) du projet Cigéo marquant ainsi l'entrée du projet dans un processus encadré par la réglementation relative aux installations nucléaires de base (INB)⁴³.

A la suite de la phase d'instruction de ce dossier pour laquelle elle s'est appuyée sur l'expertise de l'IRSN, l'ASN a publié en janvier 2018 un avis positif sur ce dossier qu'elle estime documenté et étayé. Soulignant la maturité du projet et les progrès significatifs dans l'acquisition des connaissances et dans la conception, l'ASN a identifié néanmoins des sujets sur lesquels l'Andra devra apporter des éléments de justification complémentaires dans la demande d'autorisation de création.

Ce projet doit faire l'objet d'une enquête publique dans le cadre de l'instruction de la demande d'autorisation de création que l'Andra prévoit de déposer auprès du ministre chargé de la sûreté nucléaire.

A titre d'information, les options prises par d'autres pays sont présentées en dernière partie de l'Annexe 2 : « Cycle du combustible », les stratégies d'autres pays.

⁴³ Notamment par l'article 6 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives.

III Cadre stratégique mis en place par l'État

III.1 Contextes réglementaires de la gestion des matières et des déchets

III.1.1 Contexte international

La Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs adoptée à Vienne le 29 septembre 1997 et ratifiée par la loi n° 2000-174 du 2 mars 2000 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.

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.

III.1.2 Contexte européen

La directive 2011/70/Euratom établissant un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs a été adoptée le 19 juillet 2011 par le Conseil de l'Union européenne. Elle est transposée en droit interne dans le code de l'environnement.

Cette directive définit un cadre contraignant et impose que les États membres se dotent d'une politique nationale de gestion du combustible usé et des déchets, basée notamment sur les principes suivants :

- Pollueur-payeur, avec une responsabilité en dernier ressort de l'État membre pour les déchets radioactifs produits sur son territoire,
- Minimisation du volume et de la nocivité des déchets radioactifs produits,
- Protection de la santé des personnes, de la sécurité et de l'environnement,
- Stockage des déchets dans le pays où ils ont été produits, sauf en cas d'accord bilatéral défini suivant les conditions de la directive.

La directive impose également l'établissement d'un cadre législatif et d'un programme national pour mettre en œuvre, selon une approche graduée aux niveaux de risque, une politique de gestion des déchets et du combustible usé. Ce programme, fondé sur un inventaire national, doit porter sur l'ensemble des déchets, depuis leur production jusqu'à leur gestion à long terme et être périodiquement révisé et notifié à la Commission européenne.

La directive oblige par ailleurs la mise en place dans chaque État membre d'une autorité de réglementation compétente dans le domaine de la sûreté de la gestion des déchets radioactifs et des combustibles usés, dotée des moyens financiers et humains nécessaires à l'accomplissement de ses missions. Elle fixe des exigences en matière de sûreté et demande la mise en place d'un système

d'autorisation pour les installations de gestion des déchets et du combustible usé. Elle oblige également les détenteurs d'autorisations à consacrer à la gestion des déchets des moyens financiers et humains suffisants.

La directive prescrit en outre que les informations nécessaires relatives à la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs soient mises à la disposition du public.

Enfin, la directive impose des autoévaluations régulières du cadre national, des autorités de réglementation compétentes, ainsi que du programme national et de sa mise en œuvre, complétées par une évaluation internationale par des pairs.

Cette directive constitue un élément important qui contribue au renforcement de la sûreté nucléaire au sein de l'Union européenne tout en responsabilisant les États membres dans la gestion de leurs déchets radioactifs et de leurs combustibles usés.

Elle forme un corpus cohérent avec :

- La directive 2013/59/Euratom du Conseil du 5 décembre 2013 fixant les normes de bases relatives à la protection sanitaire contre les dangers résultant de l'exposition aux rayonnements ionisants qui demande notamment que les États membres veillent à ce que l'élimination, le recyclage ou la réutilisation de matières radioactives issues d'une pratique autorisée soient soumis à autorisation ;
- La directive 2009/71/Euratom du Conseil du 25 juin 2009 modifiée établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires.

III.2 Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs

Le Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) constitue en France l'un des outils stratégiques pour mettre en œuvre et permettre l'information du public sur la politique de gestion des matières et des déchets radioactifs. En plus de son élaboration dans un cadre associant, notamment, des représentants de la société civile, il permet au public de disposer d'une vision globale de l'organisation de la gestion des matières et des déchets radioactifs en France.

Le PNGMDR vise à présenter la gestion des matières et des déchets radioactifs, de nature très diverss, et à l'améliorer. À cette fin, il dresse un bilan de la politique de gestion, recense les besoins et détermine les objectifs à atteindre.

L'article L. 542-1-2 du code de l'environnement prévoit la mise à jour de ce plan tous les trois ans et définit plus précisément les objectifs du PNGMDR. Celui-ci « *dresse le bilan des modes de gestion existants des matières et des déchets radioactifs et des solutions techniques retenues, recense les besoins prévisibles d'installations d'entreposage ou de stockage et précise les capacités nécessaires pour ces installations et les durées d'entreposage. Il fixe les objectifs généraux à atteindre, les principales échéances et les calendriers permettant de respecter ces échéances en tenant compte des priorités qu'il définit. Il détermine les objectifs à atteindre pour les déchets radioactifs qui ne font pas encore l'objet d'un mode de gestion définitif.* » Cet article précise également que le PNGMDR « *organise la mise en œuvre des recherches et études sur la gestion des matières et des déchets radioactifs en fixant des échéances pour la mise en œuvre de nouveaux modes de gestion, la création d'installations ou la modification des installations existantes [...]* », et qu'il « *comporte, en annexe, une synthèse des réalisations et des recherches conduites dans les pays étrangers* ».

Le PNGMDR est préparé par la DGEC et l'ASN sur la base des travaux et échanges réalisés au sein d'un groupe de travail pluraliste comprenant, notamment, des associations de protection de l'environnement et des autorités d'évaluation et de contrôle, au côté des producteurs et des gestionnaires de déchets radioactifs.

L'édition actuelle (2016-2018) du PNGMDR a, de plus et pour la première fois, fait l'objet d'une évaluation environnementale, suivie d'une consultation du public, permettant ainsi de donner une

vision intégrée des enjeux associés à la gestion des matières et des déchets radioactifs. Cette dernière édition prend en compte les orientations de la loi n° 2015-992 du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte.

Conformément à l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement, le PNGMDR est transmis au Parlement pour évaluation et est rendu public. Un résumé du Plan destiné au grand public est aussi publié.

Concrètement, le PNGMDR se présente sous la forme d'un document de plus de 200 pages (hors annexes) qui dresse, en prenant en compte les dernières données disponibles, un état des lieux complet de chaque filière de gestion, existante ou à mettre en place, puis formule des recommandations ou fixe des objectifs.

Ces recommandations ou objectifs sont ensuite transcrits dans la réglementation par un décret, complété d'un arrêté pour les prescriptions relatives aux études à réaliser.

Le PNGMDR 2016-2018 demande ainsi la réalisation de 83 études, chacune devant être remise à une échéance fixée soit par l'Andra, l'IRSN ou les producteurs ou détenteurs de matières et déchets radioactifs. Ces études sont pour la plupart prescrites par l'arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret n° 2017-231 du 23 février 2017 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs.

L'ordonnance n° 2016-1060 du 3 août 2016 portant réforme des procédures destinées à assurer l'information et la participation du public à l'élaboration de certaines décisions susceptibles d'avoir une incidence sur l'environnement prévoit désormais que la Commission nationale du débat public (CNDP) soit saisie de tous les plans et programmes d'importance nationale et décide des modalités d'organisation de la participation du public. La cinquième édition du PNGMDR (2019-2021) fera l'objet d'un débat public organisé au second semestre 2018.

III.3 La programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE)

La programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE) est élaborée par le Gouvernement en concertation avec de nombreux acteurs et après avis du Conseil supérieur de l'énergie, du Conseil national de la transition écologique et de l'Autorité environnementale, du comité d'experts pour la transition énergétique mentionné à l'article L. 145-1 du code de l'énergie, et du public (plus de 5 000 contributions ont été apportées par le public lors de la consultation organisée pour la PPE 2016-2023).

Elle exprime les orientations et priorités d'action des pouvoirs publics pour la gestion de l'ensemble des formes d'énergie sur le territoire métropolitain continental, afin d'atteindre les objectifs de la politique énergétique définis aux articles L. 100-1, L. 100-2 et L. 100-4 du code de l'énergie : croissance verte, sécurité d'approvisionnement, maîtrise des dépenses en énergie des consommateurs, préservation de la santé humaine et de l'environnement, notamment en réduisant la pollution de l'air et en garantissant la sûreté nucléaire, assurer un droit d'accès de tous les ménages à l'énergie sans coût excessif, lutter contre la précarité énergétique, garantir la sécurité d'approvisionnement et construire une économie décarbonée et compétitive).

La programmation pluriannuelle de l'énergie couvre deux périodes successives de cinq ans. Par exception, la PPE 2016-2023 porte sur deux périodes successives de respectivement trois et cinq ans (2016-2018 et 2019-2023). Elle sera révisée d'ici 2018 puis tous les cinq ans, selon les mêmes modalités que la première programmation. Elle portera par la suite à chaque fois sur deux périodes de cinq ans, les orientations et objectifs pour la deuxième période étant précisés ou révisés à la programmation suivante.

Concernant plus précisément le « cycle du combustible », les orientations fixées par la PPE 2016-2023 sont les suivantes :

1/ Maintenir la politique de traitement et de recyclage du combustible nucléaire et étudier les modalités d'utilisation du MOX dans les réacteurs des paliers 1 300 MW, N4 et de l'EPR afin de sécuriser l'équilibre du cycle du combustible La PPE prescrit le maintien de la politique de retraitement sur toute la durée d'exploitation du parc nucléaire, ce qui suppose de prendre en compte l'équilibre du retraitement-recyclage (cf. § II.3.2.4.2.3 La gestion du stock de plutonium). Cela supposera d'être attentif, lors de l'évolution du parc nucléaire, à maintenir cet équilibre entre les tranches moxées et non moxées. Le moxage du palier 1 300 MW et de l'EPR pourrait offrir à moyen terme des flexibilités pour préserver le retraitement-recyclage si sa faisabilité est confirmée. D'ici la prochaine PPE, une analyse comparée des impacts pour l'environnement d'une stratégie de retraitement des combustibles usés en comparaison de celle qui résulterait de l'absence de retraitement, en considérant l'ensemble du cycle de vie du combustible, depuis l'extraction de l'uranium jusqu'au stockage des déchets induits, sera réalisée.

2/ A plus long terme, le recyclage des combustibles MOX usés est exploré dans le cadre des recherches sur les systèmes nucléaires de quatrième génération, notamment à l'aide des réacteurs à neutrons rapides (RNR). Sur la base des enseignements tirés des réacteurs précédents en France et à l'international, la France a lancé en 2010 les études de conception d'un démonstrateur technologique RNR-sodium avec le projet ASTRID. Les études se poursuivent actuellement avec une phase de conception détaillée prévue sur la période 2016-2019.

La France poursuit enfin des travaux de recherche pour l'utilisation à long terme de réacteurs nucléaires de quatrième génération fonctionnant à l'aide de thorium. Si l'utilisation du thorium pour la production d'électricité présente des avantages, notamment en raison de l'abondance des ressources, elle peut présenter également des inconvénients, notamment sur le plan de la sûreté des réacteurs ou encore en raison de l'impossibilité d'amorcer un cycle thorium sans disposer d'uranium enrichi ou de plutonium. En outre, la faisabilité industrielle d'un réacteur de puissance à neutrons rapides utilisant du thorium n'est pas démontrée et les études demeurent au stade des concepts.

Le caractère stratégique du traitement-recyclage a été réaffirmé en conseil des ministres du 7 novembre 2017 et, dans ce sens, il a été annoncé que la future PPE définirait les modalités du maintien du recyclage du combustible.

Cette future PPE couvrira les périodes 2018-2023 et 2024-2028. Elle a fait l'objet d'un débat public organisé du 19 mars 2018 au 30 juin 2018 : <https://ppe.debatpublic.fr/>. Le texte final devra être réglementairement adopté avant le 31 décembre 2018.

III.4 L'Inventaire national des matières et déchets radioactifs

Par le biais de l'Inventaire national, l'Andra fournit chaque année une vision aussi complète et exhaustive que possible des quantités de matières et déchets radioactifs. Le bilan annuel des stocks de déchets et matières radioactifs est établi sur la base de déclarations réalisées par les producteurs de déchets radioactifs et les détenteurs de matières radioactives au 31 décembre de chaque année.

Tous les trois ans, des estimations prospectives des quantités de matières et déchets radioactifs sont également évaluées par les producteurs de déchets et les détenteurs de matières radioactives selon plusieurs scénarios contrastés concernant le devenir des installations nucléaires et la politique énergétique de la France à long terme. Un Inventaire national des matières et déchets radioactifs est ainsi élaboré, mis à jour et publié tous les trois ans par l'Andra. Depuis 2010, date de l'édition précédente du présent rapport, trois éditions de l'Inventaire national sont parues : les éditions 2012, 2015 et 2018.

L'édition 2018 de l'Inventaire national détaille les quantités de déchets radioactifs entreposés ou stockés à fin 2016, leur localisation et leur répartition par catégorie et secteur économique. Cette édition présente les prévisions de production de déchets à fin 2030, à fin 2040 ainsi qu'à l'issue de la durée de vie des installations existantes ou autorisées, selon des scénarios définis par les industriels qui exploitent ces installations. Cet Inventaire recense également les quantités actuelles et prévisionnelles de matières radioactives.

Les bilans et les éditions de l'Inventaire national ainsi que l'ensemble des données sont disponibles sur le site web : inventaire.Andra.fr ; les stocks de déchets radioactifs sont aussi mis à disposition du public en open data, sur le site web : data.gouv.fr.

III.5 Mécanismes de classification des matières et déchets radioactifs

La classification des substances radioactives en tant que matières ou déchets radioactifs relève en premier lieu de la **responsabilité de leur producteur**. Le gouvernement s'assure de la pertinence de cette classification, notamment au travers de la mise en œuvre des dispositions suivantes prévues à l'article L. 542-13-2 du code de l'environnement : « *Les propriétaires de matières radioactives, à l'exclusion des matières nucléaires nécessaires à la défense, informent les ministres chargés de l'énergie et de la sûreté nucléaire des procédés de valorisation qu'ils envisagent ou, s'ils ont déjà fournis ces éléments, des changements envisagés. Après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire, l'autorité administrative peut requalifier des matières radioactives en déchets radioactifs si les perspectives de valorisation de ces matières ne sont pas suffisamment établies. Elle peut également annuler cette requalification dans les mêmes formes. Un décret définit les modalités d'application du présent article.* »

Le bilan réalisé dans le cadre du PNGMDR apporte 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, *la classification en matière ou déchet radioactif n'est pas définitive*. 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 ou technico-économique peut remettre en cause une réutilisation envisagée.

Compte tenu des perspectives de recyclage décrites auparavant et mentionnées en Annexe 7 : Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme, et aux termes de la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, 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 de 2006 précitée, une matière n'est pas nécessairement immédiatement valorisable. Le classement en tant que « matière » tient aussi compte des perspectives de valorisation future. À l'occasion de chaque révision du PNGMDR, la crédibilité des filières de valorisation relatives aux matières qui ne sont pas immédiatement valorisables est vérifiée et il est demandé que les propriétaires de matières radioactives indiquent les procédés de valorisation qu'ils envisagent ou, s'ils ont déjà fourni ces éléments, les changements envisagés.

Ce suivi a permis de bâtir, au fil des éditions du plan, des critères d'appréciation du caractère effectivement valorisable des matières radioactives. À l'aune des critères ainsi définis, des justifications complémentaires sur le caractère effectivement valorisable de certaines matières radioactives sont demandées par le PNGMDR 2016-2018.

En parallèle de ce suivi, dès l'édition 2007-2009 du PNGMDR, les propriétaires de matières radioactives ont été amenés à étudier, à titre conservatoire, les filières possibles pour leur gestion dans le cas où ces matières seraient un jour requalifiées en déchets. Les PNGMDR 2010-2012 et 2013-2015 ont demandé que ces études soient approfondies pour le thorium. Cette demande d'étude approfondie a été étendue à l'uranium appauvri et l'uranium de retraitement dans le PNGMDR 2016-2018.

Dans ce cadre, la gestion des combustibles usés, de l'uranium appauvri et de l'uranium de retraitement a été sécurisée au travers de l'article D. 542-81 du Code de l'environnement⁴⁴ qui prévoit l'étude de solutions de stockage conduite par l'ANDRA en lien avec les propriétaires de matières radioactives dans l'hypothèse où toute ou partie de ces matières deviendraient des déchets en raison du non aboutissement des filières de valorisation aujourd'hui imaginées ou de l'arrêt des filières de valorisation existantes⁴⁵.

Pour chacune des substances précitées, l'étude de faisabilité d'un concept de stockage, indiquant le coût associé sur la base de leur inventaire radiologique et chimique détaillé, est attendue pour fin 2019⁴⁶. La présentation de l'impact potentiel des quantités de matières éventuellement requalifiées sur les filières de stockage en projet est attendue à cette même échéance.

⁴⁴ Article 4 de l'arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret n° 2017-231 du 23 février 2017 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs « Conformément aux dispositions de l'article D. 542-81 du code de l'environnement, l'ANDRA remet, en lien avec les propriétaires d'uranium appauvri, avant le 31 décembre 2019 au ministre chargé de l'énergie une étude de faisabilité du stockage d'uranium appauvri sur la base d'un inventaire radiologique et chimique détaillé de ces substances transmis par leurs propriétaires. L'étude précisera le coût associé à ce stockage et l'impact potentiel de ces quantités de substances radioactives sur les filières de stockage en projet. Les propriétaires d'uranium appauvri contribuent au pilotage et assurent le financement de cette étude. L'ASN est saisie pour avis sur cette étude. »

Article 7 de l'arrêté : « Conformément aux dispositions de l'article D. 542-81 du code de l'environnement, l'ANDRA, en lien avec les propriétaires d'uranium de retraitement, remet avant le 31 décembre 2019 au ministre chargé de l'énergie une étude de faisabilité du stockage d'uranium de retraitement sur la base d'un inventaire radiologique et chimique détaillé de ces substances transmis par leurs propriétaires. L'étude précisera le coût associé à ce stockage et l'impact potentiel de ces quantités de substances radioactives sur les filières de stockage en projet. Les propriétaires d'uranium de retraitement contribuent au pilotage et assurent le financement de cette étude. L'ASN est saisie pour avis sur cette étude. »

⁴⁵ 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).

⁴⁶ Cf. le délai indiqué dans la note 44 ci-dessus

IV Les transports et mouvements internationaux de matières et déchets radioactifs

Les mouvements de substances radioactives sont régis par trois réglementations :

- La réglementation sur les transports, importations et exportations de substances radioactives ;
- La réglementation sur les transferts entre Etats de combustible usé ou de déchets radioactifs entre Etats ;
- La réglementation sur les exportations de biens « à double usage ».

IV.1 Transports de substances radioactives

Les transports de matières radioactives, de l'ordre de 700 000 par an, concernent de nombreux secteurs d'activités (industrie nucléaire ou non, secteur médical, recherche...). Environ 10 % des colis transportés en France sont en lien avec l'industrie électronucléaire, représentant environ 19 000 transports annuels. Des informations sur ces transports (flux, réglementations, principes de sûreté...) sont disponibles sur les sites internet de l'ASN et de l'IRSN :

<https://www.asn.fr/Informer/Dossiers-pedagogiques/Transport-des-substances-radioactives-en-France>,
http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/transport/transports-matieres-radioactives/Pages/0-transports-matieres-radioactives-sommaire.aspx#.WvWjjWcXvV8).

Seul le contexte réglementaire global est repris ci-après.

La sécurité nucléaire définie à l'article L. 591-1 du code de l'environnement comprend la sûreté nucléaire, la radioprotection, la prévention et la lutte contre les actes de malveillance ainsi que les actions de sécurité civile en cas d'accident. Selon ce même article :

- La sûreté nucléaire est « l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets » ;
- La radioprotection est « la protection contre les rayonnements ionisants, c'est-à-dire l'ensemble des règles, des procédures et des moyens de prévention et de surveillance visant à empêcher ou à réduire les effets nocifs des rayonnements ionisants produits sur les personnes, directement ou indirectement, y compris par les atteintes portées à l'environnement. ».

La lutte contre la malveillance ou protection physique consiste à empêcher les pertes, disparitions, vols et détournements des matières nucléaires (matières utilisables pour des armes).

IV.1.1 *Réglementation des transports de substances radioactives au titre de la sûreté nucléaire et de la radioprotection*

× **Objectif**

Le caractère international des transports de substances radioactives a donné naissance à une réglementation, élaborée sous l'égide de l'AIEA (Règlement de transport des matières radioactives pour la protection des personnes et de l'environnement - Prescriptions de sûreté particulières N° SSR-6), qui a pour objectif d'atteindre un très haut niveau de sûreté.

Cette réglementation internationale est reprise dans des accords internationaux ratifiés par les parties contractantes et directement opposables pour ce qui concerne les transports entre deux parties contractantes :

- L'accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route (ADR) élaboré par la Commission économique des nations unies pour l'Europe. Ce règlement concerne l'ensemble des pays de l'Europe continentale, y compris la Fédération de Russie ;
- 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 reprises en annexe d'une directive européenne 2008/68/CE modifiée qui est intégralement transposée en droit français et sont rendues applicables par l'arrêté interministériel du 29 mai 2009 relatif aux transports de marchandises dangereuses par voies terrestres (dit « arrêté TMD »). Ceci a pour effet de rendre applicable les mêmes règles aux transports nationaux dans chaque Etat membre. De ce fait, les conditions de tous les transports intracommunautaires sont harmonisées sur la même base.

Elles ont pour objectif d'assurer la robustesse des colis utilisés pour le transport de substances radioactives et la fiabilité des transports.

En complément de l'arrêté TMD, le code de la santé publique (articles R. 1333-1 et suivants) et le code du travail (R. 4451-1 et suivants) viennent encadrer les transports dans un objectif de radioprotection du public et des travailleurs.

* **Régime**

Au sens de l'ADR, les substances radioactives forment la 7^{ème} classe des marchandises dangereuses. Il s'agit de toutes les substances dont l'activité radiologique est au-dessus de seuils d'exemption, ce qui est notamment le cas des combustibles usés.

En application de cette réglementation, les colis utilisés pour le transport de substances radioactives sont soumis à un certificat d'agrément de l'autorité compétente (l'ASN en France) si l'activité radiologique est importante ou si la substance est une matière fissile.

Par ailleurs, pour garantir la radioprotection des travailleurs et du public, l'activité de transport des substances radioactives est soumise à une déclaration auprès de l'ASN (au titre de l'article R. 1333-44 du code de la santé publique et de la décision de l'ASN n° 2015-DC-0503).

En tant qu'autorité de contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection des transports de substances radioactives à usage civil⁴⁷, l'ASN peut contrôler, notamment par le biais d'inspections, toutes les phases du transport, y compris la fabrication et la maintenance des colis.

⁴⁷ Le Délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les activités et installations intéressant la défense (DSND) assure ce rôle pour les transports liés à la défense nationale.

IV.1.2 Réglementations au titre de la protection contre les actes de malveillance

* **Objectif**

Selon la nature des substances radioactives transportées, les réglementations suivantes ont pour objectif d'assurer la protection des transports contre le vol ou l'utilisation malveillante des substances radioactives :

- Le code de la défense, pour les matières nucléaires (uranium, plutonium, thorium, deutérium, tritium et lithium 6) et, lorsqu'elles sont placées sous l'autorité du ministre de la défense et qu'elles sont à destination ou en provenance d'emprises placées sous l'autorité du ministre de la défense, les autres substances radioactives ;
- Le code de la santé publique, pour les autres substances radioactives, notamment pour les sources radioactives scellées utilisées dans les installations industrielles d'ionisation, en gammagraphie, en curiethérapie et en gammathérapie.

En l'occurrence, dans le cadre du cycle du combustible, des matières nucléaires sont transportées. Les exigences applicables sont donc celles du code de la défense.

* **Régime**

Les transports de matières nucléaires sont encadrés par les articles L. 1333-2, R. 1333-3 et R. 1333-17 du code de la défense.

En application de l'article L.1333-2 du code de la défense, l'importation et l'exportation de matières nucléaires ainsi que, notamment, le transfert, l'utilisation et le transport des mêmes matières sont soumis à une autorisation ou à une déclaration, ainsi qu'à un contrôle dans les conditions définies par le même code.

La délivrance de l'autorisation et le contrôle du transport relèvent du Haut Fonctionnaire de défense et de sécurité (HFDS) auprès du ministre chargé de l'énergie.

IV.2 Transferts entre États de combustible usé et de déchets radioactifs

L'encadrement des transferts (importation, exportation et transit) entre États de combustible usé ou de déchets radioactifs impliquant un État membre de l'Union Européenne est issue de la directive 2006/117/Euratom du Conseil du 20 novembre 2006 relative à la surveillance et au contrôle des transferts de déchets radioactifs et de combustible nucléaire usé. Celle-ci a notamment pour objet la protection de la santé des travailleurs et de la population.

La directive a été transposée dans les articles L. 542-1-4 et R. 542-34 à R. 542-66 du code de l'environnement.

Cette réglementation permet :

- Aux autorités compétentes d'un État membre de l'Union Européenne sur le territoire duquel un transfert de combustible usé ou de déchets radioactifs trouve son origine ou d'un État membre de l'Union Européenne dont le territoire est concerné par un transfert de subordonner, sous réserve de certains critères, ce transfert à certaines conditions ;
- Aux autorités compétentes d'un État membre de l'Union Européenne à destination duquel l'opération est prévue de pouvoir s'opposer aux transferts de combustible usé ou de déchets radioactifs sur leur territoire ;
- Dans le cas de déchets radioactifs importés et/ou exportés par un État membre de l'Union

Européenne, aux autorités compétentes des pays tiers de destination ou à l'origine du transfert, ou à tout pays tiers dont le territoire est concerné par un transfert, d'être consultés, informés et de donner leur consentement.

IV.3 Mouvements internationaux de matières nucléaires

L'exportation des matières nucléaires est soumise à autorisation en application du règlement (CE) n° 428/2009 du Conseil du 5 mai 2009 instituant un régime communautaire de contrôle des exportations, des transferts, du courtage et du transit de biens à double usage. Ce règlement est modifié notamment par les règlements suivants :

- n° 1232/2011 du Parlement européen et du Conseil du 16 novembre 2011, qui rajoute des types d'autorisations générales communautaire ;
- n° 2017/2268 de la Commission du 26 septembre 2017 qui met à jour la liste des biens soumis à autorisation d'exportation.

Le contrôle des exportations des biens et technologies dits « à double-usage » (BDU) est mis en œuvre pour lutter contre l'accumulation déstabilisante d'armes dans certaines régions du monde. Il vise aussi à lutter contre la prolifération des moyens de destruction massive.

Selon la définition usuelle, relèvent de cette catégorie les « biens, les équipements - y compris les technologies, logiciels, le savoir-faire immatériel ou intangible – susceptibles d'avoir une utilisation tant civile que militaire ou pouvant – entièrement ou en partie – contribuer au développement, à la production, au maniement, au fonctionnement, à l'entretien, au stockage, à la détection, à l'identification, à la dissémination d'armes de destruction massive ».

Pour ce qui concerne l'application en France de ce règlement, la procédure d'instruction et de délivrance des licences d'exportation est encadrée par plusieurs décrets en date du 18 mars 2010, qui sont entrés en vigueur le 1^{er} avril 2010 dont, notamment, le décret n° 2010-292 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 compétences de la Direction des douanes et droits indirects à la Direction de la compétitivité, de l'industrie et des services.

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.

L'instruction des dossiers de licences et leur délivrance sont effectuées par le Service des biens à double usage (SBDU), placé au sein de la Direction générale des entreprises (DGE) du ministère de l'économie et des finances. Ce service a été institué par le décret précité.

En parallèle, le 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.

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

V.1 Le suivi des 7 recommandations du rapport de 2010

Recommandation n°1 du rapport de 2010 :

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 valorisation).

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 ».

Suivi de cette recommandation :

Au travers du PNGMDR, le Gouvernement a pris en compte cette recommandation dont il convient de noter les aspects suivants :

- Le « cycle » est présenté au § 2.1.1 du PNGMDR 2016-2018. Il fait apparaître, les matières immédiatement valorisées (MOX dans 24 réacteurs), les déchets ultimes ainsi que les matières radioactives entreposées dans l'attente de leur valorisation.
- Les modalités de gestion et les perspectives de gestion envisageables en fonction de conditions techniques, économiques prévisibles ainsi que sociopolitiques sont présentées de manière chiffrée (§ 2.2).
- La question du transfert de propriété lors de l'enrichissement est présentée au § 2.2.1 sur l'uranium.

Sur ce dernier point, il convient de noter qu'une délégation du Haut comité s'était rendue en Russie du 1^{er} au 6 avril 2012. Cette mission a fait l'objet d'un rapport du Haut comité disponible sur son site internet (http://www.hctisn.fr/article.php3?id_article=41).

Recommandation n°2 du rapport de 2010 :

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 [rapport de 2010]*, 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.

Suivi de cette recommandation :

1) Notoriété du PNGMDR

La dernière révision du PNGMDR (PNGMDR 2016-2018) a été soumise à la consultation du public sur le site du ministère du 03/10/2016 au 28/10/2016 au cours de laquelle 2 459 commentaires ont été recueillis ; ces commentaires ont fait l'objet d'un bilan.

2) Sécurisation de la gestion à long terme des matières

L'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 a créé l'article L. 542-13-2 qui prévoit l'obligation pour les exploitants d'informer le ministre chargé de l'énergie et de la sûreté nucléaire des procédés de valorisation envisagés ainsi que des changements envisagés. Après avis de l'ASN, l'autorité administrative peut requalifier des matières radioactives en déchets radioactifs si les perspectives de valorisation de ces matières ne sont pas suffisamment établies. Elle peut également annuler cette requalification dans les mêmes formes.

La partie 2 du PNGMDR sur la gestion des matières radioactives traite de la question de l'évolution de la valorisation des matières.

Il est bien précisé que l'Etat peut requalifier des matières en déchets si les perspectives de valorisation ne sont pas suffisamment établies, et que le devenir des substances considérées comme des matières par leur propriétaire doit être périodiquement examiné. Des garanties, notamment financières, doivent être mises en place en cas de doute sérieux concernant les possibilités de valorisation, pour la prise en charge de ces substances dans les filières de gestion dédiées jusqu'à leur stockage.

Une réévaluation du caractère valorisable des matières a été réalisée pour le PNGMDR 2013-2015. Le PNGMDR 2016-2018 détaille les filières de gestion actuelles et envisagées et dresse l'état des lieux des flux et stocks de ces matières en précisant les capacités supplémentaires en entreposage nécessaires pour répondre aux besoins prévisibles de croissance des stocks et prescrit, notamment, des études de faisabilité relatives aux filières Uapp et URT dans le cas où ces matières seraient requalifiées en déchets.

Recommandation n°3 du rapport de 2010 :

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.

Suivi de cette recommandation :

L'article L. 121-8 du code de l'environnement créé par l'ordonnance n° 2016-1060 du 3 août 2016 portant réforme des procédures destinées à assurer l'information et la participation du public à l'élaboration de certaines décisions susceptibles d'avoir une incidence sur l'environnement prévoit que la Commission nationale du débat public est saisie des plans et programmes de niveau national faisant l'objet d'une évaluation environnementale en application de l'article L. 122-4 du code de l'environnement. L'article R. 121-1-1 vient préciser la liste des plans et programmes concernés et vise expressément le PNGMDR à l'alinéa 9.

Dans le cadre de l'élaboration de la cinquième édition du PNGMDR, le ministère de la transition écologique et solidaire a ainsi saisi la Commission nationale du débat public (CNDP) le 26 février 2018, en vue de la définition des modalités de participation du public à son élaboration. La CNDP a confirmé le 4 avril la tenue d'un débat public au 4^{ème} trimestre 2018.

Recommandation n°4 du rapport de 2010 :

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.

Suivi de cette recommandation :

Le PNGMDR décrit au § 2.1.3 la distinction entre matière et déchets et dresse la liste des critères permettant d'éviter qu'un déchet ne soit considéré de manière induue comme étant une matière.

Recommandation n°5 du rapport de 2010 :

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.

Suivi de cette recommandation :

Une présentation de ces chiffres a été faite en réunion plénière du Haut comité aux dates suivantes :

- 15 septembre 2010 : actualisation des flux 2009 et stocks 2010
- 4 octobre 2012 : actualisation des flux et stocks 2011
- 12 décembre 2013 : actualisation des flux et stocks 2012
- 16 mars 2017 : actualisation des flux et stocks 2013, 2014 et 2015

Ces présentations sont disponibles sur la page dédiée au rapport :

http://www.hctisn.fr/article.php3?id_article=41

Recommandation n°6 du rapport de 2010 :

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).

Suivi de cette recommandation :

Cette recommandation est mise en œuvre.

Recommandation n°7 du rapport de 2010 :

Le Haut comité recommande que ce décret [appelé par l'article 19 de la loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (dite loi TSN)] soit publié dans les meilleurs délais.

Suivi de cette recommandation :

Il convient de rappeler la législation en vigueur au moment du rapport du HCTISN de 2010 :

Article 19 de la loi TSN dans sa version publiée au JO du 14 juin 2007 :

*« I. - Toute personne a le droit d'obtenir, auprès de l'exploitant d'une installation nucléaire de base ou, lorsque les quantités en sont supérieures à des seuils **prévus par décret**, du responsable d'un transport de substances radioactives ou du détenteur de telles substances, les informations détenues, qu'elles aient été reçues ou établies par eux, sur les risques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants pouvant résulter de cette activité et sur les mesures de sûreté et de radioprotection prises pour prévenir ou réduire ces risques ou expositions, dans les conditions définies aux articles L. 124-1 à L. 124-6 du code de l'environnement.*

II. - Les litiges relatifs aux refus de communication d'informations opposés en application du présent article sont portés devant la juridiction administrative selon les modalités prévues par la loi n° 78-753 du 17 juillet 1978 précitée.

III. - Les dispositions du chapitre II du titre Ier de la loi n° 78-753 du 17 juillet 1978 précitée ne sont pas applicables aux informations communiquées en application du présent article. »

Il convient d'indiquer que l'article 19 est, depuis l'ordonnance n° 2012-6 du 5 janvier 2012 modifiant les livres I^{er} et V du code de l'environnement, abrogé « **à l'exception**, à son premier alinéa, des mots : « ou, lorsque les quantités en sont supérieures à des seuils **prévus par décret** » et « du détenteur de telles substances, ».

Article du code de l'environnement actuellement en vigueur (depuis la codification de 2012) :

Article L. 125-10

« Sans préjudice des dispositions de l'article L. 124-1, toute personne a le droit d'obtenir, auprès de lui, les informations détenues par :

1° L'exploitant d'une installation nucléaire de base ;

2° Le responsable d'un transport de substances radioactives, lorsque les quantités en sont supérieures à des seuils au-dessus desquels, en application des conventions et règlements internationaux régissant le transport des marchandises dangereuses, du code des transports et des textes pris pour leur application, ce transport est soumis à la délivrance, par l'Autorité de sûreté nucléaire ou par une autorité étrangère compétente dans le domaine du transport de substances radioactives, d'un agrément du modèle de colis de transport ou d'une approbation d'expédition, y compris sous arrangement spécial.

Ces informations, qu'elles aient été reçues ou établies par eux, portent sur les risques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants pouvant résulter de cette activité et sur les mesures de sûreté et de radioprotection prises pour prévenir ou réduire ces risques ou expositions, dans les conditions définies aux articles L. 124-1 à L. 124-6. »

V.2 Informations mises à disposition du public sur le « cycle du combustible » par l'ensemble des acteurs industriels et institutionnels intéressés

En 2010, lors de l'élaboration du précédent rapport du Haut comité sur le sujet du « cycle du combustible », le Haut comité avait constaté que l'existence de flux internationaux de matières et de déchets radioactifs liés au traitement de l'uranium n'était pas couverte par le secret mais que, néanmoins, les quantités précises de ces diverses matières mises en jeu n'étaient pas accessibles avant l'édition de son rapport en juillet 2010, et pour partie, avant la diffusion du PNGMDR 2010-2012 en juin 2010.

Le Haut comité avait également observé que les informations et les documents traitant de ces sujets, même s'ils étaient librement accessibles au public via internet, étaient difficiles d'accès pour le grand public. Le Haut comité avait constaté également que certains éléments de communication des exploitants nucléaires pouvaient 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.

Face à ces constats, le Haut comité considérait que l'information adressée au public devait 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 valorisation).

Il recommandait 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. Le Haut comité recommandait 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.

La réalisation de ce nouvel état des lieux du « cycle du combustible » français en 2018 a été l'occasion d'analyser une nouvelle fois les informations mises à disposition du public sur ce sujet (cf. *Annexe 10 : Informations et communications publiées à destination du public sur leur site Internet respectif*).

Sans avoir procédé à une analyse comparative exhaustive des informations mises à disposition du public sur le sujet du « cycle du combustible » entre 2010 et 2018, le Haut comité a noté, dans le cadre de ce nouvel état des lieux, que l'ensemble des acteurs industriels et institutionnels du « cycle du combustible » listés au paragraphe I.3 du présent rapport (cf. § I.3 *En bref : les acteurs industriels et institutionnels du « cycle du combustible » en France*) met à disposition du public, via leur site internet respectif, des informations détaillant, de manière pédagogique, chacune des étapes du « cycle du combustible » français. Le Haut comité note que ces informations établissent clairement la distinction établie par la loi française entre matières et déchets radioactifs en réponse au précédent constat du Haut comité lors de l'édition de son précédent rapport sur le sujet.

La dernière édition du PNGMDR (PNGMDR 2016-2018) présente de manière détaillée et précise l'état des flux et stocks des matières produites aux différents stades du « cycle du combustible » en dressant en particulier une synthèse des échanges transfrontaliers de matières telle que présentée chaque année au HCTISN en application des recommandations formulées à l'issue de la précédente édition du rapport. En complément d'une présentation des déchets par filières, il fait également état des stocks des matières radioactives détenues en France issues des données de l'édition 2015 de l'*Inventaire national des matières et des déchets radioactifs* et des possibilités techniques de valorisation pour chacune d'elles et présente la gestion des déchets par filières. Le PNGMDR évoque notamment la valorisation techniquement possible de l'uranium appauvri et du combustible MOX usé dans les réacteurs de 4^{ème} génération à neutrons rapides si ceux-ci étaient déployés.

L'édition 2018 de l'*Inventaire national des matières et des déchets radioactifs* détaille les quantités de déchets radioactifs entreposés ou stockés à fin 2016, leur localisation et leur répartition par catégorie et secteur économique, ce qui permet ainsi d'obtenir une vision complète et exhaustive des stocks actuels de matières et déchets radioactifs. L'évolution prévisionnelle de ces stocks présentée par le document selon différents scénarios prospectifs en fonction du devenir des installations nucléaires et de la politique énergétique de la France permet au public de mieux appréhender les enjeux liés à leur gestion.

Le Haut comité constate néanmoins que les informations et les documents mis à disposition du public par les acteurs de la filière nucléaire et les parties intéressées sur le « cycle du combustible » ne permettent pas toujours d'appréhender clairement le « cycle du combustible » tel qu'il est mis en œuvre actuellement. L'interprétation des éléments de communication sur le « cycle du combustible » laisse parfois croire en effet à la mise en œuvre de procédés de valorisation immédiate de l'ensemble des matières issues du traitement des combustibles usés. L'enrichissement de l'uranium de retraitement est par exemple évoqué sur plusieurs supports de communication alors qu'il n'est plus mis en œuvre depuis 2013. L'existence et les données relatives aux entreposages de matières valorisables sont souvent peu évoquées. Enfin, les éléments mis à disposition du public ne permettent pas d'appréhender avec clarté l'échelle temporelle des différentes étapes du « cycle du combustible » telle que mise en évidence sur le schéma joint en *Annexe 4 : Les temps du « cycle du combustible »*. Or, il s'agit d'un facteur important pour appréhender les enjeux liés à la gestion des matières et déchets radioactifs, en particulier pour les générations futures.

Ces constats ont conduit le HCTISN à formuler la recommandation n° 5 présentée ci-après.

V.3 Recommandations du HCTISN

- **Recommandation n° 1 : Diffusion du présent rapport dans le cadre du débat public à venir sur le projet de révision du PNGMDR pour la période 2019-2021**

L'analyse des différentes étapes du « cycle du combustible » a montré que celles-ci sont étroitement liées à la gestion des matières et des déchets radioactifs.

Aussi, considérant l'organisation d'un débat public au second semestre 2018 sur le projet de révision du PNGMDR pour la période 2019-2021, le HCTISN considère que la société civile doit être pleinement informée, à cette occasion, des enjeux économiques, environnementaux et sociaux liés au « cycle du combustible » afin de pouvoir contribuer aux choix de gestion des matières et des déchets radioactifs qui auront un impact, de fait, sur la mise en œuvre des différentes étapes du « cycle du combustible ».

Le HCTISN recommande aux membres de la commission particulière en charge de l'animation de ce débat public de diffuser largement ce présent rapport afin de renforcer la transparence sur les enjeux liés au « cycle du combustible » relatifs à la gestion des matières et des déchets radioactifs et afin de permettre à chaque citoyen de participer au débat public sur la base de ces informations.

Le HCTISN recommande également aux membres de la commission particulière en charge de l'animation de ce débat public de programmer des cadres d'échanges et de débats sur les perspectives d'évolution du « cycle du combustible » et leurs conséquences en termes de ressources énergétiques et d'impacts pour les générations futures pour associer le public et les autres parties prenantes à la réflexion.

Dans ce cadre, le HCTISN recommande à l'ensemble des intervenants de veiller à ce que les informations présentées au public soient hiérarchisées et accompagnées de schémas pédagogiques sur le « cycle du combustible » pour en faciliter leur lecture et leur compréhension.

- **Recommandation n° 2 : Mise à disposition du public des conclusions du rapport d'expertise de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) sur le dossier « Impact Cycle 2016 »**

La précédente édition du rapport du Haut comité sur la gestion des matières et des déchets produits aux différents stades du « cycle de combustible » s'inscrivait dans un objectif de clarification et de pédagogie sur ce sujet. Le présent rapport vise à présenter un nouvel état des lieux du « cycle du combustible » à partir des données relatives aux flux et aux stocks de matières et de déchets radioactifs issues de l'année 2016 et son analyse au regard de celle réalisée lors de l'édition du précédent rapport du Haut comité sur ce sujet.

La réalisation de ce nouvel état des lieux a permis de noter plusieurs évolutions depuis la première édition du rapport du Haut comité sur ce sujet.

Le Haut comité note en effet une évolution importante des différents outils de pilotage des politiques en matière d'énergie et de gestion des matières et déchets radioactifs.

Les trois révisions du PNGMDR qui ont été publiées depuis 2010 se sont notamment enrichies des versions précédentes pour apporter une vision intégrée des enjeux environnementaux associés à la

gestion des matières et des déchets radioactifs. Les efforts de pédagogie et de qualité de l'information mis en œuvre à chaque révision du plan méritent également d'être soulignés, ces efforts contribuant en effet à bâtir la confiance avec le public. Les révisions périodiques de ces plans permettent la réalisation d'un bilan des recommandations émises lors des précédentes éditions du plan et reprises sous forme de prescriptions dans un décret ministériel, la prise en compte du retour d'expérience de l'exercice écoulé ainsi que des remarques formulées sur les précédentes versions du PNGMDR et la définition de nouveaux axes de travail afin d'analyser et d'anticiper dès à présent des solutions de gestion des matières et déchets radioactifs pour ne pas en reporter la charge sur les générations futures.

L'Inventaire national des matières et des déchets radioactifs s'est également enrichi au fil des éditions de 2012, 2015 et 2018 afin, notamment, d'anticiper les enjeux des années à venir comme les chantiers de démantèlement et d'assainissement de nombreuses installations nucléaires. La création d'un site internet dédié à cet inventaire et sa mise à jour régulière participent à la transparence des données et à l'amélioration de l'information du public sur la gestion des déchets.

La première Programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE) publiée en 2016 est venue remplacer et compléter les Programmes pluriannuels des investissements (PPI) qui portaient respectivement sur la chaleur, l'électricité et le gaz. Elle fixe les priorités d'action pour la gestion de l'ensemble des formes d'énergie sur le territoire métropolitain continental. Sa révision fait l'objet d'un débat public.

Le Haut comité salue l'effort d'enrichissement, de pédagogie et de transparence de ces outils de pilotage des politiques publiques mises en œuvre en matière d'énergie et de gestion des déchets. Il note avec satisfaction que les documents et les données disponibles sur la gestion des matières et des déchets produits aux différents stades du cycle de combustible se sont notablement enrichies depuis la précédente édition du rapport du Haut comité.

Le Haut comité considère que le maintien d'une révision régulière de ces outils de pilotage associant le public est indispensable afin de permettre une anticipation régulière des enjeux à venir pour la mise en œuvre de la transition énergétique et selon les projets qui pourraient être décidés dans le cadre des orientations de la filière énergétique française en vue d'accroître le recyclage des combustibles usés ou de réduire la part du nucléaire, =ceci dans un objectif de minimiser les impacts pour les générations futures.

Par ailleurs, à la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), une étude prospective du fonctionnement du « cycle du combustible » sur une dizaine d'années visant à s'assurer de la cohérence globale des opérations réalisées et des évolutions prévues est menée par EDF, au nom également d'Orano Cycle et de l'Andra, et est révisée tous les 10 ans. La dernière édition de cette étude, dénommée « Impact cycle 2016 », établie en juin 2016 pour la période 2015-2025, a fait l'objet d'une analyse approfondie de la part de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et d'un examen par un groupe permanent d'experts le 25 mai 2018. Un avis de l'ASN sur ce dossier sera également prochainement publié.

Afin de renforcer la transparence sur ce sujet, le Haut comité recommande la mise à disposition du public des conclusions du rapport d'expertise de l'IRSN sur le dossier « Impact Cycle 2016 » établi par EDF, au nom également d'Orano Cycle et de l'Andra, ainsi que de l'avis du groupe permanent d'experts sur ce dossier.

- **Recommandation n° 3 : Veille régulière du Haut comité sur l'état des lieux des flux et des stocks de matières et de déchets radioactifs produits aux différents stades du « cycle du combustible »**

Le Haut comité note que le cadre actuel de la gestion des différentes étapes du « cycle du combustible » pourrait être remis en question de façon notable selon les choix technologiques et les

décisions qui pourraient être prises dans le cadre de l'avenir de la filière énergétique française mais également selon les aléas d'exploitation de certaines installations.

Le Haut comité recommande que chaque nouvelle édition des outils de pilotage des politiques en matière d'énergie et de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR, Inventaire national de l'Andra, PPE) fasse l'objet d'une présentation au Haut comité (présentation du bilan de la politique menée au cours des dernières années et des objectifs fixés et/ou des différents scénarios prospectifs étudiés dans le cadre de la nouvelle édition des outils de pilotage). A cette occasion, le Haut comité statuera sur l'opportunité de réunir à nouveau le groupe de travail à l'origine de ce rapport pour procéder à une nouvelle analyse du « cycle du combustible » à la lumière de celle réalisée dans le cadre de ce présent rapport au regard des choix qui auront été opérés en matière d'énergie et de gestion des matières et déchets radioactifs.

Le Haut comité recommande que le ministère en charge de l'énergie lui présente, chaque année, un état des lieux des flux et des stocks de matières et de déchets radioactifs produits aux différents stades du « cycle du combustible » décrits dans le présent rapport.

- **Recommandation n° 4 : Transmission intergénérationnelle des données sur le « cycle du combustible »**

L'échelle temporelle des différentes étapes du « cycle du combustible » telle que mise en évidence sur le schéma joint en *Annexe 4 : Les temps du « cycle du combustible »* est un facteur important qu'il convient de considérer pour anticiper les enjeux à venir et minimiser les impacts sur les générations futures.

Compte tenu des longues échelles de temps liées à l'utilisation des matières et à la gestion de déchets radioactifs, le Haut comité souligne l'importance de la transmission des connaissances et des données des activités passées et actuelles liées aux différentes opérations du « cycle du combustible ».

Le Haut comité recommande d'anticiper dès à présent le maintien et la transmission de la mémoire à long terme des connaissances et des données sur les opérations du « cycle du combustible », quelles que soient les décisions qui seront prises pour le devenir de la filière nucléaire française.

- **Recommandation n° 5 : Information mises à disposition du public sur le « cycle du combustible » par les acteurs industriels et institutionnels intéressés**

Suite aux constats effectués par le Haut comité concernant l'information mise à disposition du public sur le « cycle du combustible » par les acteurs industriels et institutionnels concernés (constats détaillés au paragraphe *V.3 Informations mises à disposition du public sur le « cycle du combustible » par l'ensemble des acteurs industriels et institutionnels intéressés*), le Haut comité recommande à l'ensemble des acteurs industriels et institutionnels du « cycle du combustible » listés au paragraphe I.3 du présent rapport de vérifier et de compléter les informations qu'ils mettent à disposition du public via leur site internet respectif afin que celles-ci permettent de mieux appréhender :

- le « cycle du combustible » tel qu'il est mis en œuvre actuellement en France en présentant, notamment, les flux et les entreposages actuels des matières en attente de valorisation (combustibles usés, matières issues du retraitement, uranium appauvri),
- l'échelle temporelle des différentes étapes du « cycle du combustible » afin de mieux cerner les enjeux liés à l'utilisation des matières et à la gestion des déchets radioactifs, en particulier pour les générations futures.

- **Recommandation n° 6 : Communication relative à la décision attendue du Gouvernement sur la poursuite du projet Astrid**

Dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, des travaux de recherche sont actuellement en cours en France pour le déploiement à long terme de réacteurs nucléaires de quatrième génération (réacteurs à neutrons rapides (RNR)), dont la technologie permettrait, comme détaillé dans l'annexe 7 : « *Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme* », le multi-recyclage du plutonium contenu dans les combustibles usés en utilisant de l'uranium appauvri, et en particulier les stocks de combustibles MOX et URE usés issus des réacteurs à eau et actuellement entreposés sous eau.

C'est dans le cadre de ces travaux de recherche que la France a lancé en 2010 les études de conception d'un démonstrateur technologique RNR-sodium avec le projet Astrid. Les études se poursuivent actuellement avec une phase de conception détaillée (Avant-Projet Détaillé (APD) prévue sur la période 2016-2019.

Cependant, selon le rapport relatif à la mise en œuvre et au suivi des investissements d'avenir joint en annexe au projet de loi de finances pour 2018, la poursuite du financement du projet Astrid de démonstrateur n'est pas décidée à ce jour.

Compte-tenu de la fin des études d'APD d'Astrid, le Gouvernement devra décider d'ici 2019 de la poursuite de ce projet et des orientations futures en matière de recherche sur les combustibles nucléaires (technologies de traitement, de recyclage et de valorisation des matières (^{235}U , ^{239}Pu et ^{238}U)).

Le Haut comité considère que la décision du Gouvernement sur ce sujet devra être explicitée au grand public en présentant les grandes orientations envisagées de la filière nucléaire et en particulier du « cycle du combustible ».

GLOSSAIRE

AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ANDRA	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
CIBDU	Commission interministérielle des biens à double usage
CSD-C	Conteneur standard de déchets compactés
CSD-V	Conteneur standard de déchets vitrifiés
DGAC	Direction générale de l'aviation civile
DGE	Direction générale des entreprises
DGDDI	Direction générale des douanes et des droits indirects
DGEC	Direction générale de l'énergie et du climat (ministère de la transition écologique et solidaire)
DGITM	Direction générale des infrastructures, des transports et de la mer
DGPR	Direction générale de la prévention des risques
DOE	Département de l'énergie des États-Unis
DOS	Dossier d'options de sûreté
DSND	Délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les activités et les installations intéressant la défense
EDF	Electricité de France
FMA-VC	Déchets de faible et moyenne activité à vie courte
GW	Le 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 watts
kWh	Le kilowatt-heure 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, pendant une heure. Elle vaut 3,6 mégajoules (MJ).
HA	Déchets de haute activité
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
MA-VL	Déchets de moyenne activité et à vie longue
MeV	L'électron volt est une unité de mesure d'énergie qui correspond à $1,6.10^{-19}$ Joule. Un Megaélectronvolt (MeV) est égal à 10^6 eV
MOX	Combustible composé d'un mélange d'oxydes de plutonium et d'uranium appauvri
OMS	Organisation mondiale de la santé
OPECST	Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques
PNGMDR	Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs
PPE	Programmation pluriannuelle de l'énergie
RNR	Réacteur à neutrons rapides
SBDU	Service des biens à double usage
TFA	Déchets de très faible activité
m ³	Les volumes de déchets recensés par l'ANDRA sont exprimés dans une unité de compte homogène : le « volume équivalent conditionné » en m ³
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. Il a été choisi de n'utiliser dans ce rapport que cette unité quand bien même d'autres unités sont communément utilisées. Cette unité est donc valable pour tous les

combustibles (combustibles à l'uranium naturel enrichi, combustibles MOX...).

tML veut dire tonnes d'uranium et de plutonium, la notion de « métal » signifiant que l'on ne « compte » que la masse de l'uranium et de plutonium, quel que soit la forme chimique. Par exemple, pour de l'(U,Pu)O₂ la masse d'oxygène n'est pas prise en compte. Ainsi, la tML pour de l'(U,Pu)O₂ correspond à environ 0,88 de la masse brute (ratio des masses molaires de l'(U,Pu) et de l'(U,Pu)O₂). Cette unité présente l'avantage de ne pas dépendre de la forme chimique de la matière, qui varie tout au long des opérations du cycle. Il est ainsi plus aisé de suivre les flux de matière lors des différentes étapes.

Par exemple, pour les opérations de fabrication des combustibles, la matière passe de la forme UF₆ à celle UO₂. Une masse de 1 tML d'uranium correspond à une masse brute de 1 470 kg d'UF₆ et 1 130 kg d'UO₂. Cet exemple illustre les difficultés qu'il y aurait à suivre les flux en utilisant les masses brutes.

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, 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 retraitement, issu du traitement de combustibles usés
URE	Uranium de retraitement enrichi
UTS	Unité de Travail de Séparation (Installation d'enrichissement)
WENRA	Association des responsables d'Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (Western european nuclear regulators association)
ZIRA	Zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie

Table des illustrations

Figure 1 : Carte de France des réacteurs d'EDF (points rouges : réacteurs moxés ou moxables) (source : EDF)	16
Figure 2 : Carte de France des installations du « cycle » (source : ASN)	17
Figure 3 : « Le cycle du combustible » aujourd'hui sans utilisation de l'URT	21
Figure 4 : Tableau présentant les données d'une année de flux du « cycle du combustible » actuellement sans utilisation de l'URT	23
Figure 5 : Activité d'un gramme d'uranium de composition isotopique naturelle	25
Figure 6: Compositions isotopiques indicatives de l'uranium naturel et de l'URT pour un combustible standard d'EDF (exprimée en parties par million (masse)).....	27
Figure 7 : Enrichissement de l'uranium (GBII)	31
Figure 8 : Inventaire de l'uranium appauvri détenu par Orano sous formes U_3O_8 et UF_6 (au 31 décembre 2016)	32
Figure 9 : Illustration de la possibilité d'arbitrage entre uranium et services d'enrichissement	33
Figure 10 : Caractéristiques des cœurs de réacteurs.....	35
Figure 11 : Schéma représentant le bilan matière du retraitement d'un assemblage combustible utilisé de 500 kg : mise en évidence des matières radioactives valorisables	36
Figure 12 : Inventaire de l'uranium de retraitement détenu par Orano, en attente de restitution à EDF et aux clients étrangers (au 31 décembre 2016)	38
Figure 13 : Procédé de fabrication du combustible MOX.....	39
Figure 14 : Chronique de chargement du combustible MOX dans les réacteurs du parc (nombre annuel d'assemblages)	41
Figure 15 : Données annuelles des quantités détenues de plutonium civil non irradié déclarées à l'AIEA (annexe B)	44
Figure 16 : Quantités estimées de plutonium contenu dans du combustible irradié dans les réacteurs civils déclarées à l'AIEA (annexe C)	44
Figure 17 : Stocks à fin 2016 d'assemblages combustibles utilisés à base d'uranium et de plutonium entreposés en piscine, la quasi-totalité appartenant à EDF (« BK » EDF et La Hague)	45
Figure 18 : Schéma représentant le bilan matière du traitement d'un assemblage combustible utilisé de 500 kg mettant en évidence les déchets générés	47
Figure 19 : Bilan, pour les années 2010 à 2016 de production des colis CSD-V et CSD-C	49
Figure 20 : Schéma de principe du projet Cigéo	50

ANNEXES

Annexe 1 : Un contexte de concurrence et un besoin de sécurisation des approvisionnements

Source : Cette annexe a été rédigée par EDF et Orano.

Pour assurer dans la durée la sécurité d’approvisionnement de ses réacteurs, EDF met en œuvre une politique de diversification de fourniture à chaque étape de l’amont du « cycle du combustible » de l’approvisionnement en uranium naturel aux services de fabrication des assemblages de combustible.

La diversification d’approvisionnement en uranium naturel se fonde sur deux piliers : plusieurs fournisseurs (6 à 8) et une diversité géographique des approvisionnements (8 à 10). La figure 1 de cette annexe ci-dessous précise les pays producteurs d’uranium naturel.

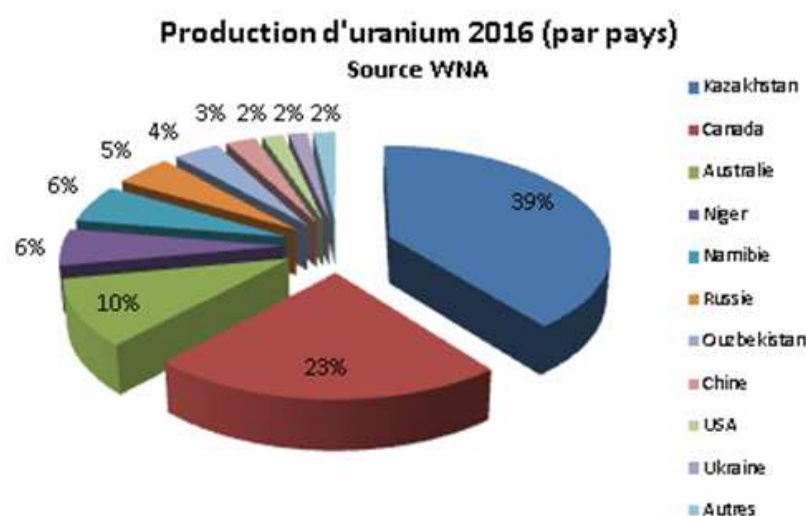


Figure 1

Pour chacune des autres étapes de l’amont du cycle (conversion, enrichissement, fabrication), EDF fait appel à plusieurs fournisseurs français, européens et internationaux qui peuvent aussi disposer d’installations industrielles dans plusieurs pays.

Cette sécurité d’approvisionnement s’appuie par ailleurs sur des stocks de secours qui seraient sollicités en cas de défaillance opérationnelle majeure de l’un des maillons de la chaîne d’approvisionnement.

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.

Ainsi, Orano (pour la conversion et l’enrichissement ainsi que la fabrication du combustible MOX) et Framatome (pour la fabrication des combustibles UNE et URE), qui disposent d’installations industrielles en France, contribuent naturellement à la sécurité d’approvisionnement des réacteurs du parc nucléaire français mais produisent des services pour des exploitants nucléaires étrangers.

En ce qui concerne l’uranium naturel, Orano⁴⁸ a acquis des droits de propriété sur des gisements d’uranium (Canada, Niger, Kazakhstan...) représentant à l’heure actuelle de l’ordre de 230 000 tonnes (soit environ 30 ans de consommation nationale).

⁴⁸ En 2016, le Groupe Orano était le troisième producteur mondial d’uranium avec environ 15% du marché

Par ailleurs, l'uranium « primaire » enrichi n'est pas la seule matière nucléaire utilisée pour fabriquer du combustible nucléaire. Il est fait aussi appel à ce que l'on nomme « les ressources secondaires » : le plutonium pour fabriquer du combustible MOX, l'URT, et l'uranium enrichi produit par ré-enrichissement d'uranium naturel appauvri que peut produire un enrichisseur tel qu'Orano⁴⁹.

La Figure 2 illustre les prévisions faites par UxC (2017) de la production d'uranium naturel et de ressources secondaires en ne prenant en compte que les mines qui produisent actuellement.

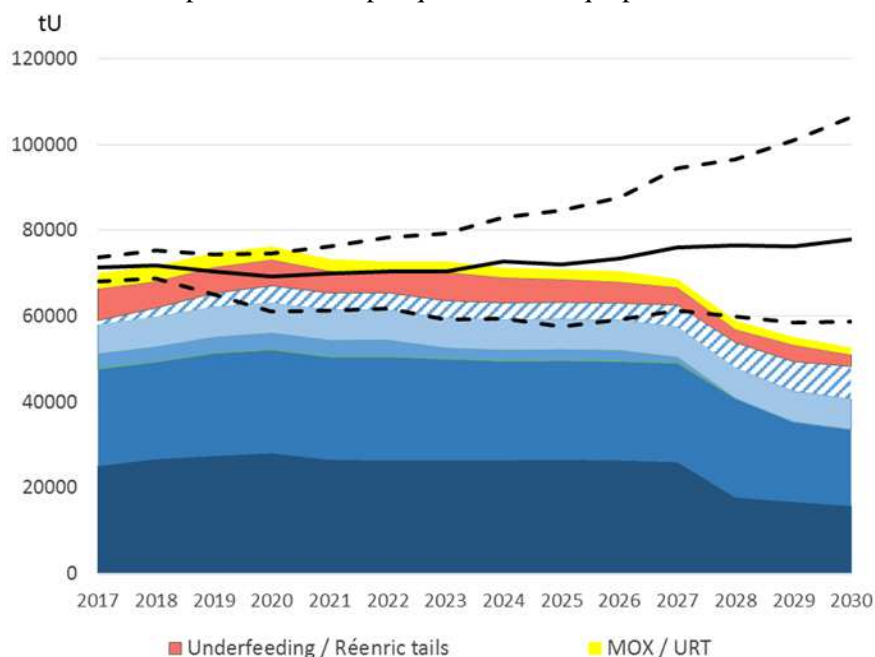


Figure 2 (Présentation faite par UxC)

Ces ressources secondaires contribuent à la sécurisation des approvisionnements des centrales nucléaires. En France, le plutonium issu du traitement des combustibles usés permet d'assurer 10 % des besoins annuels en combustible nucléaire. Lorsque le recyclage de l'URT aura été repris (voir *Annexe 6 : Les perspectives de valorisation de l'URT*), de 20 à 25 % des besoins du parc électronucléaire français seront couverts par des matières recyclées.

Cette stratégie de sécurisation des approvisionnements ne peut se faire que si l'Etat est attentif au traitement des substances nucléaires envoyées à l'étranger ainsi qu'au mouvement 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 § IV *Les transports et mouvements internationaux de matières et déchets radioactifs*.

⁴⁹ Orano détient plus de 300 000 tML d'uranium appauvri sur le territoire national soit un équivalent de l'ordre de 60 000 tML d'uranium naturel.

Annexe 2 : « Cycle du combustible », les stratégies d'autres pays

Source : Cette annexe a été rédigée sous la supervision de la DGEC.

- **Stratégie « cycle fermé », recyclage du plutonium**

Jusqu'à aujourd'hui, sept autres pays que la France ont chargé des combustibles MOX dans leurs réacteurs à Eau Légère (REP et REB) :

- **L'Allemagne, la Belgique et la Suisse : à ce jour, ces pays ont arrêté le retraitement, à titre temporaire ou définitif, pour des raisons politiques ;**
- **Les Etats-Unis ont également par le passé chargé des combustibles MOX dans des réacteurs mais dans des quantités très limitées ;**
- **Le Japon et les Pays-Bas : ces pays en poursuivent l'utilisation.**

Par ailleurs, peu de pays disposent de capacités de retraitement sur leur territoire. C'est le cas de la Russie, de l'Inde et du Royaume-Uni. Le Japon possède une usine de retraitement mais elle n'est toutefois pas opérationnelle à ce jour. Quant à la Chine, elle ne dispose pas encore d'installation industrielle de retraitement.

Aujourd'hui, les pays qui affichent une politique de cycle fermé pour l'avenir sont, outre la France, le Japon, la Chine, la Russie et l'Inde.

Le **Japon** a depuis longtemps fait le choix du « cycle fermé » avec le déploiement de capacités domestiques de retraitement et de recyclage en REL (réacteur à eau légère). Dans le cadre de la révision en cours de sa stratégie énergétique à l'horizon 2030, le METI (Ministère japonais en charge de l'industrie) confirme l'engagement du Japon dans cette politique de « cycle fermé ». Toutefois, le Japon rencontre des difficultés récurrentes dans le démarrage de ses installations domestiques de retraitement (RRP) et de fabrication du combustible MOX (J-MOX) situées à Rokkasho-Mura. L'exploitant JNFL a annoncé, début 2018, un nouveau report de trois ans de la date de démarrage de l'installation RRP, soit pas avant 2021, et de l'installation J-MOX, pas avant 2022.

Au Japon, suite à l'accident de Fukushima, le redémarrage des réacteurs est soumis à une demande d'autorisation au cas par cas auprès de l'autorité de sûreté, la *Nuclear Regulatory Authority*, sur la base d'exigences de sûreté renforcées. Plusieurs des 7 réacteurs en service actuellement au Japon sont en partie chargés en combustibles MOX. Les réacteurs n° 3 et n°4 de la centrale de Takahama, exploitée par l'électricien Kansai Electric Power Company (KEPCO), fonctionnent partiellement avec du combustible MOX. En septembre 2017, Orano a livré 16 assemblages MOX à KEPCO. En mars 2018, la Fédération des Électriciens précisait que 16 à 18 réacteurs du parc national utiliseraient du combustible MOX.

La **Chine** s'est lancée dans un programme de développement significatif de sa capacité nucléaire installée avec l'ambition affichée de développer 58 GW en 2020. En avril 2018, la Chine possède un parc de 39 réacteurs nucléaires en exploitation et 18 en construction. La politique de « cycle fermé » est affichée clairement par les autorités chinoises comme un objectif pour leur parc nucléaire, même si les combustibles usés ne sont pas retraités à l'heure actuelle. Par ailleurs, Orano est en cours de discussion pour la fourniture à l'électricien CNNC (Compagnie nucléaire nationale chinoise - en anglais : China National Nuclear Corporation) de capacités de traitement des combustibles usés et de recyclage du plutonium dont la mise en service est annoncée à l'horizon 2030.

La Russie développe des installations dans l'objectif de recycler le plutonium dans un parc comportant des réacteurs à neutrons rapides. Elle dispose à ce jour d'installations de traitement et de recyclage fonctionnels sur le site de Mayak et de plusieurs réacteurs à neutrons rapides en service ou en développement. Les instituts de recherche français et russes coopèrent par ailleurs au développement de cette technologie, en particulier sur le combustible, les matériaux de cœur et les dispositifs du réacteur (cf. l'Annexe 7 : *Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme* pour des précisions sur les réacteurs à neutrons rapides).

L'**Inde** affiche une politique de « cycle fermé », dans la perspective de long terme d'utilisation du thorium, abondant dans le sous-sol du pays, afin d'acquérir son autonomie dans le domaine de l'énergie nucléaire. Ainsi, le programme nucléaire indien est développé en trois phases. La première phase, qui arrive aujourd'hui à maturité, est celle des réacteurs à eau lourde pressurisée (PHWR) utilisant l'uranium naturel. La seconde phase vise à recycler du plutonium issu de ces réacteurs (avec des réacteurs à neutrons rapides, dont un « prototype » de 500 MWe à Kalpakkam devrait démarrer avant la fin de l'année 2018), pour produire, à partir du thorium, de l'uranium 233 pour alimenter les réacteurs de la troisième phase pour laquelle les Indiens ont achevé la conception d'un réacteur avancé à eau lourde (AHWR) de 300 MWe. L'Inde possède déjà des usines de traitement-recyclage du combustible PHWR de capacités de 50 et 100 tML/an, à Tarapur (en service depuis 1975) et Kalpakkam, et deux nouvelles installations sont en construction sur ces 2 sites. La fabrication du combustible MOX du réacteur prototype à neutrons rapides est réalisée à Tarapur.

- **Stratégie « cycle ouvert »**

Dans le « cycle » qualifié de « cycle ouvert », le combustible utilisé ne subit aucun traitement et est dirigé vers des stockages ou entreposages de conceptions variables selon les pays. Aujourd'hui, outre les pays listés précédemment (arrêtant le retraitement de leurs combustibles usés et l'utilisation de MOX), les États-Unis, le Royaume-Uni, la Suède, la Finlande, ont, par exemple, fait ou évoluent vers ce choix.

On peut par ailleurs souligner que plusieurs pays ont décidé d'entreposer sur le long terme leurs combustibles usés sans avoir décidé clairement des modalités de leur gestion pérenne.

Les **États-Unis** ont décidé d'arrêter le retraitement des combustibles usés en 1977⁵⁰, en particulier à cause des questions éventuelles de prolifération. On peut noter que les États-Unis avaient exploité des unités civiles de retraitement de combustibles dans les années 70.

Depuis cette décision de 1977, les combustibles usés sont donc entreposés pour des durées longues⁵¹.

Sur l'utilisation de plutonium d'origine militaire dans des combustibles MOX, on peut noter :

- Que les États-Unis ont engagé la construction d'une usine de fabrication de combustible MOX avec Orano (usine dite MFFF), afin d'utiliser les stocks surnuméraires de plutonium militaire (34 tonnes) sous forme de combustible MOX. Ce projet rencontre toutefois depuis plusieurs années des oppositions au sein même du DOE pour des raisons financières et politiques, et son achèvement présente des incertitudes ;
- Que quelques assemblages MOX ont été produits (en France) au début des années 2000 à partir de plutonium d'origine militaire et utilisés dans un réacteur américain.

⁵⁰ Par la déclaration du Président Jimmy Carter du 7 avril 1977 : « Nous arrêtons, pour une durée indéterminée, le retraitement commercial et le recyclage du plutonium produit par le programme nucléaire civil aux États-Unis. »

⁵¹ En effet, le projet Yucca Mountain, désigné en 1987 comme l'unique solution pour le stockage ultime de déchets radioactifs en couche géologique profonde, avait été suspendu par l'administration Obama après plus de 15 ans de consultations et de lois. Malgré l'engagement du Président Trump depuis son élection à relancer le projet, les demandes répétées de la Maison Blanche et du DOE, aucun budget n'a été prévu pour l'exercice budgétaire de 2018 (pour des raisons politiques). D'ici à la mise en oeuvre d'une solution de gestion finale, des initiatives privées ont été lancées afin de créer un centre d'entreposage intermédiaire de combustibles usés, au Texas (JV WCS/Orano) et au Nouveau Mexique (Holtec) afin de soulager les électriciens de la charge d'entreposage.

Par ailleurs, l'administration Trump s'est positionnée en soutien à l'innovation technologique et dans ce cadre réévalue la politique nucléaire américaine. Le développement de réacteurs « avancés » est en particulier encouragé, avec notamment l'objectif pour 2025⁵², de mettre en service un réacteur de recherche à neutrons rapides (*Versatile Test Reactor*), qui utiliserait de nouveaux combustibles contenant potentiellement du plutonium.

Le **Royaume-Uni** a mis en service, sur le site de Sellafield, des installations de traitement des combustibles usés issus de ses réacteurs Magnox (réacteurs à l'arrêt définitif) et AGR (réacteurs en fonctionnement). Ces capacités de traitement devraient être arrêtées en 2018 (AGR) et en 2020 (Magnox). Les combustibles usés issus des réacteurs Magnox devraient être intégralement traités. En revanche, les combustibles usés des réacteurs AGR qui n'auront pas été traités d'ici la fin de l'année 2018 seront entreposés. Par ailleurs, l'unité de fabrication de combustible MOX, SMP, n'a pas pu atteindre sa cadence industrielle et n'a produit que de très faibles quantités de combustible avant sa fermeture définitive en 2011. L'agence britannique de gestion des matières nucléaires et déchets radioactifs (NDA) étudie les options permettant de gérer le stock de plutonium séparé existant. Aucune décision n'est prise à ce jour.

A l'heure actuelle, la **Corée du Sud** entrepose sans traitement ses combustibles usés. Elle continue toutefois officiellement à investiguer la faisabilité d'options différentes avec, en particulier, le traitement des combustibles usés suivant la technologie du « pyroprocessing ».

- **Les projets de stockage de combustibles usés dans différents pays (données Andra)**

Allemagne (agence de gestion de déchets : BGE)

Recherche de site prévue, stockage mixte de déchets HA / combustibles usés, roche non spécifiée formellement.

L'Allemagne a récemment significativement réorganisé la structure industrielle consacrée aux déchets en créant le BGE, entité fédérale responsable de la gestion des déchets radioactifs en Allemagne. Le pays a aussi relancé sa recherche de sites de stockage pour les déchets HA / combustibles usés (sélection prévue pas avant 2031).

Chine (agence de gestion de déchets : pas d'agence créée)

Site identifié pour un Laboratoire souterrain, stockage de déchets HA (retraitement prévu), roche granitique

La Chine est en cours de réflexion pour la poursuite de son projet de centre de stockage sur le site de Beishan (province de Gansu). Le programme est le suivant : (1) des études dans le laboratoire et la sélection d'un site pour un stockage (2006-2020); (2) essais souterrains in situ (2021-2040); et (3) la construction du stockage (2041-2050) suivie des opérations.

Etats-Unis (agence de gestion de déchets : Department of Energy (DOE) pour les combustibles usés seuls)

Projet de stockage sur le site de Yucca Mountain abandonné en 2008, stockage de combustibles usés, roche non spécifiée

Le projet de stockage définitif des combustibles usés aux Etats-Unis est très retardé sans issue identifiée. Deux projets d'entreposage long terme des combustibles usés sont en cours de développement dans l'état du Texas.

Finlande (agence de gestion de déchets : POSIVA pour les combustibles usés seuls)

Projet de stockage en cours sur site identifié (Okiluoto), stockage de combustibles usés, roche granitique

⁵²

Des projets de loi ont été approuvés en ce sens par les deux chambres du Congrès américain en février-mars 2018

Pays le plus avancé au monde sur le stockage des déchets de Haute Activité avec un projet en cours pour lequel il est actuellement prévu un démarrage des opérations dans la prochaine décennie (demande de License pour les opérations déposées en 2020).

Japon (agence : NUMO – HA et MA/combustibles usés seuls)

Recherche de site prévue, stockage mixte de déchets HA / combustibles usés, roche non spécifiée formellement.

Le Ministère de l'industrie (METI) a publié une carte des sites possibles pour un stockage au Japon en août 2017. Cette carte est utilisée pour identifier les sites candidats (support en vue des discussions avec les municipalités intéressées). Le processus est lent compte tenu de l'accident de Fukushima.

Suède (agence : SKB)

Projet de stockage en cours sur site identifié (Forsmark), stockage de combustibles usés, roche granitique.

La demande de License a été déposée auprès des deux autorités : sûreté nucléaire et protection de l'environnement. La seconde a émis quelques réserves qui sont en cours d'examen par SKB, avec des réponses prévues fin 2018.

Royaume-Uni (agence : RWM – déchets HA-MA/combustibles usés seuls)

Recherche de site prévue, stockage de déchets HA et MA et combustibles usés, roche non spécifiée formellement.

Le gouvernement travaille au lancement de la recherche de site pour ce stockage en consultant dans un premier temps les structures administratives à solliciter pour cette recherche (commune, région, etc.). Une précédente recherche de site avait échoué.

Annexe 3 : Quantités de combustible chargé, évacué, traité entre 2010 et 2016 (données EDF)

Source : cette annexe a été rédigée par EDF.

Pour la période 2010-2016, le tableau indique les quantités et types de combustible chargés annuellement en réacteur, les quantités et types de combustible « usé » évacués vers l'usine Orano de La Hague et les quantités de combustible à l'uranium naturel enrichi (UNE) « usé » traitées à La Hague.

Année	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016
Production (TWh)	408	421	405	404	416	417	384
Combustible chargé (tML)							
UNE	967	1022	919	1021	1096	1023	938
URE	72	70	74	11	0	0	0
MOX	107	103	109	120	120	114	104
Total (UNE+URE+ MOX)	1146	1195	1102	1152	1216	1137	1042
Combustible évacué (tML)							
UNE	1087	1071	958	1018	1039	1098	1078
URE	9	28	29	6	21	47	56
MOX	46	102	89	76	63	71	35
Total (UNE usés + URE usés + MOX usés)	1142	1201	1076	1100	1123	1216	1169
Traitement de combustibles UNE usés (tML) :							
Combustibles usés traités (UNE usés)	1019	1032	1004	1153	1217	1181	1116

Données EDF : Quantités et types de combustible chargés annuellement en réacteur, quantités et type de combustible « usé » évacués vers l'usine Orano de La Hague et quantités de combustible UNE « usé » traitées à La Hague

En moyenne annuelle sur cette période, 1 142 tonnes de combustible ont été chargées, 1 147 tonnes de combustible ont été évacuées et 1 103 tonnes de combustible UNE usé ont été traitées.

Il apparaît aussi que les dernières tonnes de combustible à l'URE ont été chargées en 2013.

Enfin, à partir de 2013, le flux de traitement annuel de combustible à l'UNE usé est supérieur à la quantité de combustible à l'UNE usé évacuée à La Hague. EDF indique qu'il s'agit d'une « décision commerciale », EDF a souhaité adapter le niveau de traitement au nombre de réacteurs 900 MWe moxés (cf. dernier paragraphe de cette présente annexe).

Par ailleurs, il est à noter qu'il n'y a pas de corrélation complète entre l'énergie produite par le parc nucléaire et la quantité de combustible chargée. En effet, la quantité de combustible chargée dépend essentiellement du placement des arrêts de tranche annuels - il peut par exemple y avoir des « sauts » d'hiver qui décalent le besoin de rechargement prévu l'année N vers l'année N+1 ; une tranche 1300 MWe faisant un saut d'hiver entraîne un décalage de 34 tonnes de combustible - et de la durée des arrêts.

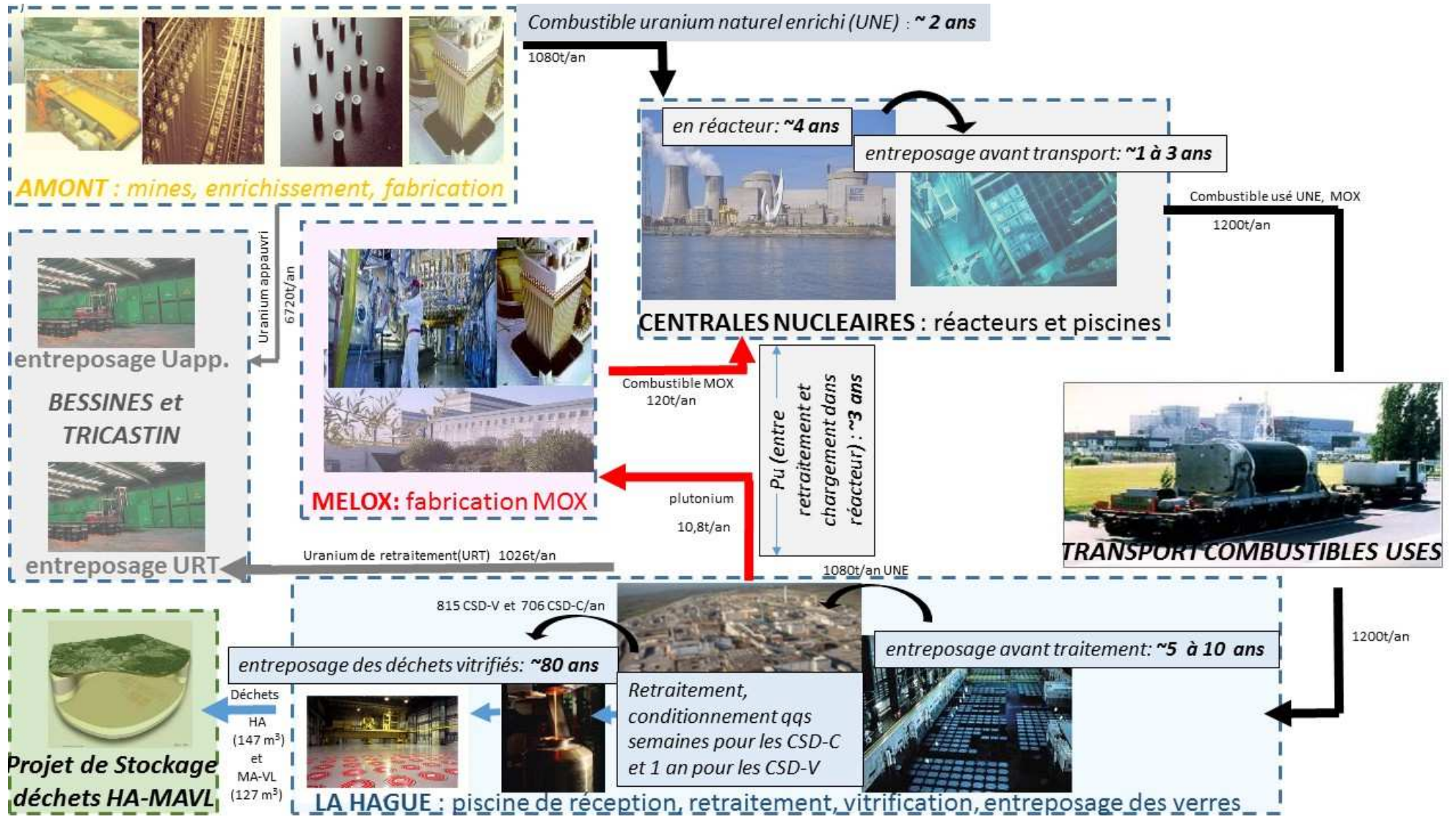
La quantité de combustible usé évacuée dépend de la capacité du système logistique (créneaux disponibles sur les tranches nucléaires, capacité d'accueil à l'usine de La Hague, disponibilité des emballages de transport, etc.). Le principe retenu est d'évacuer en priorité les combustibles usés des tranches dont les piscines près des réacteurs dites « BK » sont les plus chargées. Les combustibles usés sont évacués entre 2 et 4 ans après leur déchargement définitif du cœur de la tranche concernée.

Enfin, la quantité de combustible UNE usé traitée est liée à la capacité des tranches du parc à recevoir du combustible MOX (actuellement 22 tranches CPY 900 MWe). En moyenne, la quantité de combustible UNE usé traitée l'année N produit le plutonium qui entrera en réacteur l'année N+3. On ne traite pas plus de combustible UNE usé que l'on ne peut charger de combustible MOX dans les réacteurs dédiés. C'est le principe de l'égalité des flux qui évite d'entreposer du Pu séparé en quantité supérieure à celle nécessitée par le fonctionnement du cycle (« Pu engagé » dans la fabrication et stock de sécurité, cf. § II.3.2.4.2.3 *La gestion du stock de plutonium*).

Annexe 4 : Les « temps » du « cycle du combustible »

Source : cette annexe a été rédigée par le CEA en lien avec EDF, Orano et l'Andra.

Le schéma illustré de la page suivante présente le « cycle » du combustible en montrant la dimension temporelle.



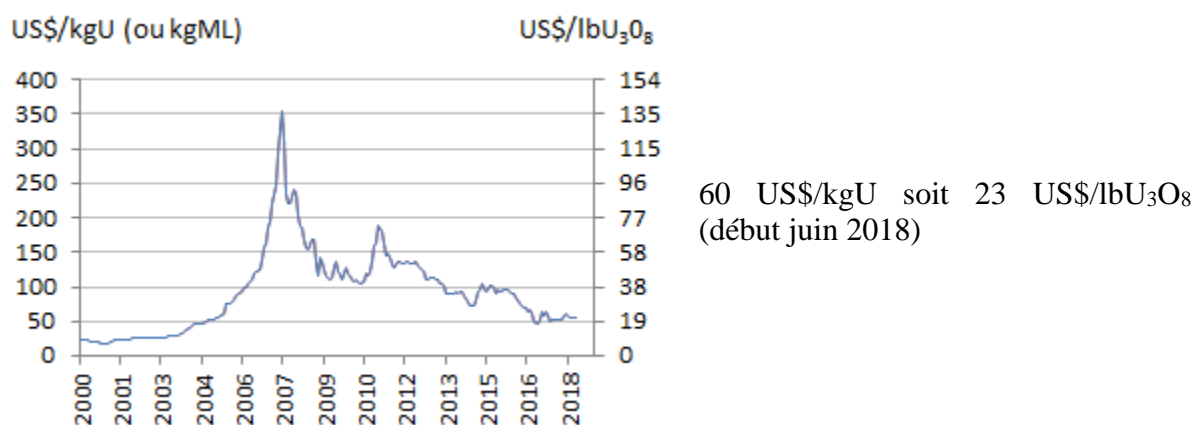
Annexe 5 : Perspectives de valorisation de l'uranium appauvri

Source : cette annexe a été rédigée par Orano Cycle. Des éléments complémentaires ont été remis par Orano dans le cadre du PNGMDR [2016-2018] conformément à l'article D. 542-80⁵³ du code de l'environnement.

• La valorisation de l'uranium appauvri par ré-enrichissement dans les années 2000

La valorisation de l'uranium appauvri par ré-enrichissement a été largement mise en œuvre, notamment en Russie (Rosatom), principalement pour ses besoins propres mais également pour le compte de clients étrangers, en s'appuyant sur ses grandes capacités d'enrichissement⁵⁴.

Orano a pratiqué le ré-enrichissement d'une partie de son stock d'uranium appauvri directement dans ses installations (usine Georges Besse, exploitée par Eurodif Production jusqu'en juin 2012) ou en ayant recours aux capacités russes. Cette pratique a augmenté au milieu des années 2000 avec la flambée des cours de l'uranium (cf. figure ci-dessous). Elle a concerné de l'ordre de 60 000 tonnes d'uranium appauvri entre 2000 et 2010. Ces contrats se sont arrêtés progressivement à partir de 2010. Orano n'exclut cependant pas la possibilité d'un recours aux capacités d'enrichissement à l'étranger conjoncturellement surcapacitaires pour le ré-enrichissement de l'uranium appauvri de propriété Orano.



Evolution de l'indicateur représentatif du marché court terme de l'uranium naturel (prix SPOT⁵⁵)

A noter que des enrichisseurs comme Rosatom et Urenco utilisent actuellement leurs capacités pour ré-enrichir leurs stocks d'uranium appauvri.

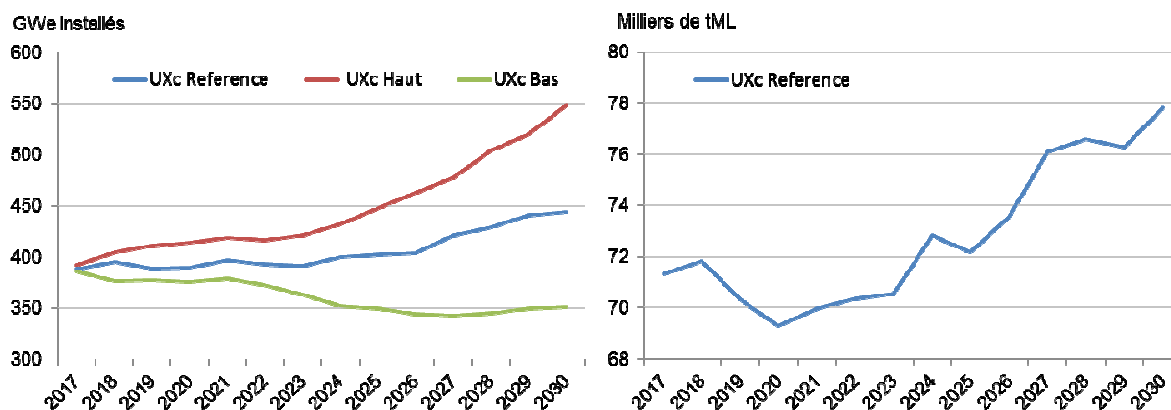
⁵³ « L'information prévue à l'article L. 542-13-2 est effectuée lors de la mise à jour du plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs. Elle comporte une analyse de l'adéquation entre les perspectives de valorisation et les quantités détenues et à détenir, ainsi qu'une présentation des matières sous formes de lots homogènes au regard des modalités de valorisation envisagées, à l'exclusion des matières nucléaires nécessaires à la défense ».

⁵⁴ A fin 2016, les capacités russes d'enrichissement étaient estimées selon le WNA à 28 400 kUTS/an, à comparer à la capacité nominale de l'usine GB II de 7 500 kUTS/an.

⁵⁵ L'indicateur de prix de l'uranium naturel, représentatif du marché court terme, est communément exprimé en US\$/lbU₃O₈ ; par cohérence avec les unités retenues dans ce rapport, cet indicateur a été converti en US\$/kg U (ou kg ML).

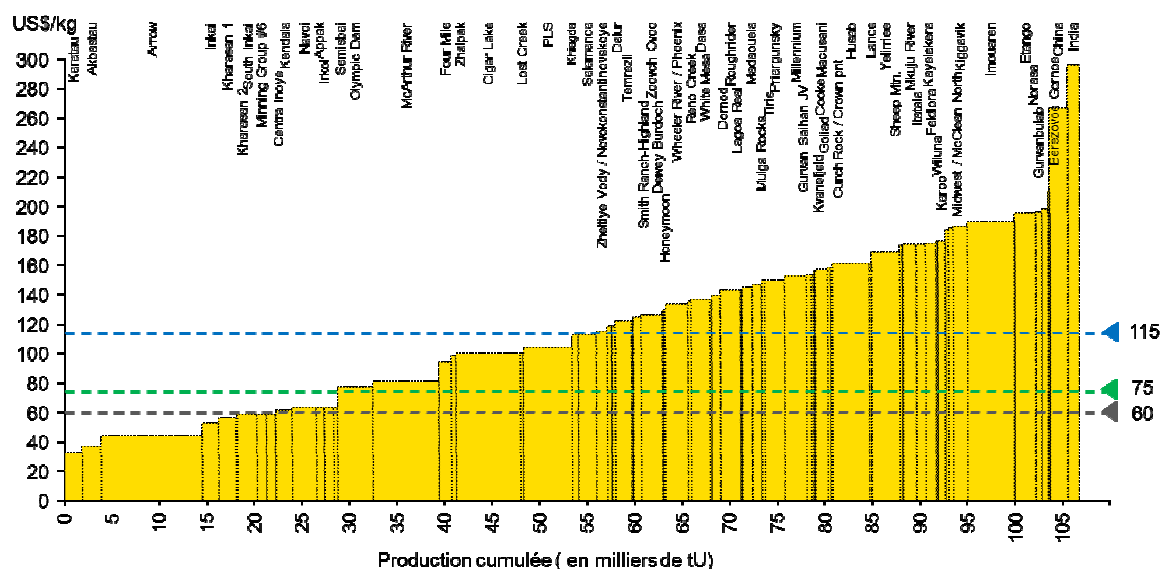
- **La perspective de valorisation de l'uranium appauvri par enrichissement : une alternative à un projet minier**

Selon un scénario « prudent » d'évolution du parc nucléaire mondial [scénario de référence UxC, cf. figure ci-dessous], l'évolution de la capacité mondiale installée conduirait à une hausse des besoins en uranium naturel, ce qui nécessiterait la mise en exploitation de nouvelles mines à l'horizon 2025-2030.



Scénarios d'évolution du parc nucléaire mondial et évolution du besoin en uranium selon le scénario de référence UxC⁵⁶

La figure suivante classe, par coût de production, les mines et projets miniers potentiellement disponibles en 2030 pour alimenter le marché de l'uranium. En dépit de leur qualité économique potentielle, certains gisements actuellement identifiés ne devraient pas être exploités car les conditions techniques, de financement, réglementaires ou environnementales ne seront probablement pas toutes réunies.



« Merit curve⁵⁷ » de l'ensemble des projets potentiellement disponibles en 2030 pour alimenter le marché de l'uranium⁵⁸

⁵⁶ Ux Consulting Company - Uranium Market Outlook – Q3 2017 ; la société UxC publie régulièrement des indicateurs des marchés de l'amont et leurs évolutions à court, moyen et long termes, selon différents scénarios d'évolution du parc nucléaire mondial

⁵⁷ Dans le secteur minier, il est d'usage de classer les mines et les nouveaux projets par coût de production respectivement réels et estimés pour définir quel sera le coût de production marginal de la mine nécessaire à l'équilibre du marché. Ce coût marginal devient la référence du marché comme prix moyen demandé par tous les producteurs aux consommateurs. Ce « classement » est connu sous le nom de « merit curve »

⁵⁸ Source : UxC – Uranium production cost study – septembre 2017

Pour Orano, le ré-enrichissement de l'uranium appauvri est ainsi considéré comme un projet national alternatif à un projet minier hors France qui nécessiterait des investissements et des développements.

A partir des 300 000 tML d'uranium appauvri entreposés en France, il est possible de produire par ré-enrichissement près de 60 000 tonnes d'uranium naturel (soit environ 150 millions lb U₃O₈⁵⁹) à un coût de production entre \$30 et \$45/lbU₃O₈, soit environ \$75 et \$115/kgU (ou kgML) en fonction du coût des services d'enrichissement⁶⁰. Le positionnement de cette plage sur la « merit curve » (cf. figure ci-dessus) met en évidence de nombreuses mines ou projets miniers internationaux aux coûts de production plus élevés que ceux de cette ressource nationale. Cette ressource est par ailleurs facilement exploitable et sa mise en service pourrait être rapide : comparé à une durée moyenne de 10 ans de développement pour une mine classique, le temps nécessaire entre la date de décision du ré-enrichissement et sa mise en œuvre est de quelques mois seulement.

Cette ressource domestique est l'un des piliers de la sécurité d'approvisionnement du parc nucléaire français.

- **Valorisation dans les réacteurs de 4^{ème} génération**

Les réacteurs de génération IV pourraient offrir (cf. *Annexe 7 : Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme*), grâce à l'utilisation de neutrons rapides la possibilité de valoriser plus complètement l'uranium appauvri, en transformant l'uranium 238 représentant typiquement plus de 99,7 % de cette matière, en plutonium 239 fissile. Ces systèmes sont donc particulièrement intéressants pour la valorisation d'uranium appauvri issu d'un second cycle d'enrichissement.

- **Autres perspectives de valorisation de l'uranium appauvri**

Un programme d'études et de recherche est actuellement mené par Orano pour évaluer les possibilités d'utilisation de l'uranium appauvri (l'uranium issu d'un second cycle d'enrichissement en particulier) à d'autres fins que la production électronucléaire : blindage radiologique (conteneurs, entreposages de substances radioactives), batteries, catalyseurs, convertisseurs thermoélectriques, stockage thermo-chimique réversible de chaleur, etc.

⁵⁹ Les indicateurs de prix sont usuellement ramenés à cette unité

⁶⁰ Comme indiqué plus haut, le prix SPOT (indicateur représentatif du marché court terme de l'uranium naturel) est actuellement de 23 US\$/lbU₃O₈ soit environ 60 US\$/kg U

Annexe 6 : Perspectives de valorisation de l'URT

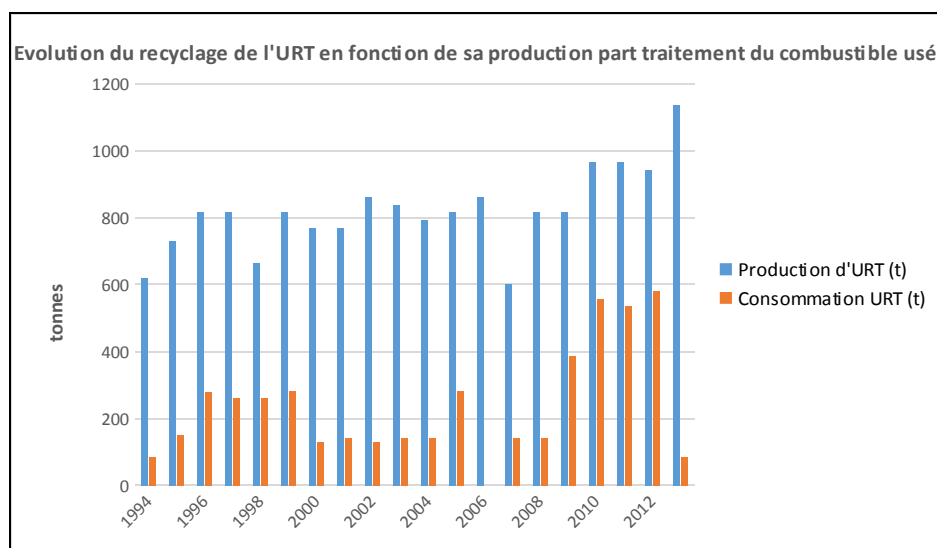
Source : cette annexe a été rédigée par EDF et Orano Cycle.

- **Le recyclage de l'uranium issu du traitement des combustibles usés (URT) de 1994 à 2013**

L'URT 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 UF₄ puis en UF₆) pour fabriquer du combustible à base d'uranium de retraitement enrichi (URE).

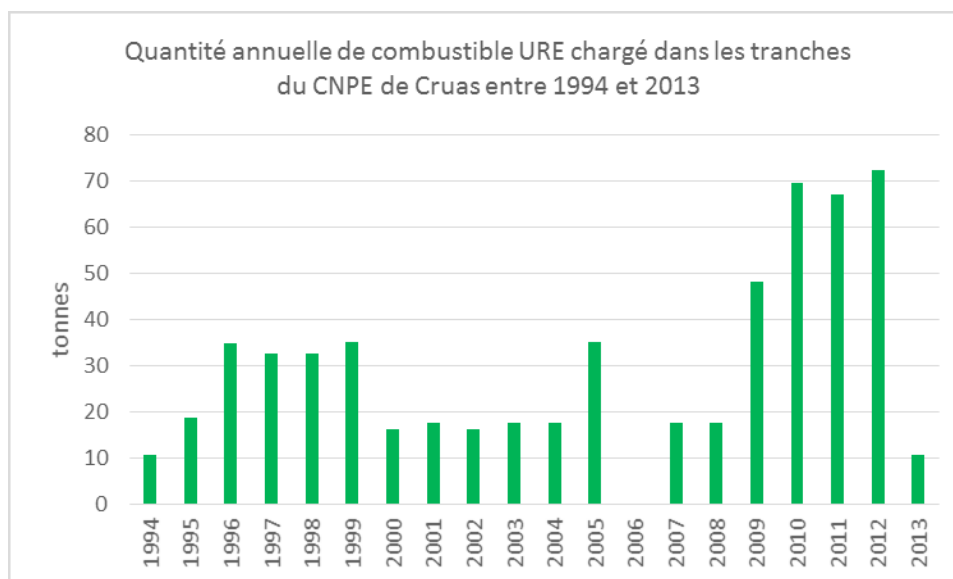
En France, de 1994 à 2013, sur les environ 850 tonnes d'URT produites chaque année dans les usines de La Hague, de 300 à 600 tonnes étaient annuellement ré-enrichies pour être utilisées, sous forme de combustible URE, dans les tranches de 900 MW de la centrale nucléaire de Cruas⁶¹. Ce ré-enrichissement de l'URT français a été effectué à l'étranger (entreprise russe Tenex principalement et entreprise Urenco implantée aux Pays-Bas) à partir d'un procédé d'ultracentrifugation, car la technologie de diffusion gazeuse mise en œuvre dans l'installation française de George Besse I (Tricastin) ne le permettait pas (l'usine George Besse I était dédiée exclusivement à l'enrichissement de l'uranium naturel, elle a fonctionné de 1978 à 2012).

Comme le montre la figure ci-dessous, jusqu'en 2009, le flux de traitement à La Hague était d'environ 850 tML/an et EDF consommait entre 17% et 34% de la production annuelle d'URT selon les années. Entre 2010 et 2012 inclus, le recyclage a atteint 590 tonnes d'URT/an (60% de la production annuelle). Ainsi sur l'ensemble de la période, 4 350 tonnes d'URT ont pu être ré-enrichies. Une seconde figure indique les quantités d'URE qui ont alimenté les réacteurs de Cruas.



Evolution du recyclage de l'URT en fonction de sa production

⁶¹ En France actuellement les 4 tranches 900 MW de la centrale nucléaire de Cruas peuvent fonctionner (c'est-à-dire « qu'elles sont autorisées à le faire ») avec du combustible URE (avant 2010, seules 2 tranches pouvaient fonctionner avec de l'URE).



Quantité annuelle de combustible URE chargée à Cruas entre 1994 et 2013

Les contrats de ré-enrichissement de l'URT ont définitivement été arrêtés en 2014. EDF a suspendu ce recyclage pour des raisons économiques, industrielles et environnementales.

- **Perspective de valorisation de l'URT : faisabilité technique du recyclage en France**

L'usine Georges Besse II, mise en service en 2011, étant équipée d'une technologie d'ultracentrifugation, permettrait donc d'enrichir de l'URT dans l'un des modules de l'unité nord (en dédiant un nombre limité de centrifugeuses - installées en cascades - à l'enrichissement de l'URT). Cette possibilité est soumise à autorisation.

Pour ce qui concerne la conversion (étape préalable à l'enrichissement), même si Orano dispose des compétences requises pour la conception et la réalisation d'un outil industriel de conversion de l'uranium de retraitement, la faiblesse conjoncturelle du marché sur ce segment d'activité a conduit Orano à différer l'adaptation de son outil industriel. Il est à noter que la nouvelle usine Comurhex II, dont les essais de mise en service ont débuté en 2018 pour atteindre une capacité nominale de production en 2021, n'est pas autorisée à convertir de l'URT. Orano considère que ce service pourrait cependant être réalisé dans le cadre de contrats ou de partenariats avec des convertisseurs étrangers disposant de cette capacité en fonction des besoins clients.

L'activité de recyclage de l'URT des combustibles usés dépend :

- De l'attractivité économique de l'URT par rapport à la filière de l'uranium naturel ;
- D'un arbitrage entre utilisation actuelle et future, notamment en termes de sécurité d'approvisionnement.

- **Décision d'EDF de reprendre le recyclage d'URT**

EDF a décidé de reprendre à partir de 2023 le recyclage de l'URT dans certains de ses réacteurs. Cette reprise du recyclage de l'URT a pour objectif d'utiliser au mieux les matières nucléaires issues du traitement du combustible URE usé (actuellement 1 080 tonnes/an produisant environ 1 026 tonnes d'URT) et de stabiliser puis réduire à terme le stock d'URT (à date, environ 26 930 tonnes).

Le recyclage de l'URT nécessite trois étapes : la conversion de l'URT, son enrichissement (production d'URE) puis la fabrication du combustible URE.

Par ailleurs, les conteneurs de transport (« cylindres ») ayant contenu de l'URE (cylindres vidangés) doivent être « lavés » avant d'être réutilisés.

Les premières tranches qui seront chargées en combustible URE seront progressivement les tranches de Cruas, puis à partir de 2027 jusqu'à 3 tranches de réacteurs 1300 MWe. Ainsi, en régime stabilisé, environ 138 tonnes de combustible URE seront chargées annuellement, correspondant à environ 1 100 tonnes d'URT recyclées soit un peu plus que la production annuelle d'URT issue du traitement (dans ce rapport de 1 080 tonnes de combustible URE).

Sur le plan industriel, la conversion et une partie de l'enrichissement seront effectués en Russie⁶². Le complément d'enrichissement sera effectué en Europe (Pays-Bas et Royaume-Uni). La fabrication des assemblages de combustible sera réalisée en France. Le lavage des cylindres sera effectué en Russie. Des exigences environnementales contraignantes ont été introduites dans les contrats correspondants qui interdisent l'utilisation de la technique du DWI (*Deep Well Injection*, ou injection en puits profond) pour l'élimination des effluents produits lors de la purification de l'URT au profit de leur vitrification, le recyclage des « pieds de cuve » des cylindres vidangés, la défluoration de l'UF₆ URT appauvri (oxydation). Ces exigences sont suspensives de la mise en œuvre opérationnelle de la filière de recyclage de l'URT. Enfin, EDF met en place un système de surveillance de l'ensemble des opérations industrielles afin d'en vérifier la réalisation selon les exigences définies dans les contrats.

⁶² Le HCTISN note donc qu'il n'est pas prévu à ce stade que les opérations de conversion et de ré-enrichissement évoquées dans le cadre de la reprise de l'URT se déroulent à Comurhex II et Georges Besse II, comme évoquées plus haut. L'URT appauvri, étant considéré comme une matière par la réglementation française et par les réglementations des autres pays, deviendra la propriété des enrichisseurs étrangers mentionnés.

Annexe 7 : Perspectives d'évolution du « cycle » sur le long terme

Source : cette annexe a été rédigée par le CEA et la DGEC.

Actuellement, un seul cycle de recyclage du plutonium et, le cas échéant, d'une partie de l'uranium présent dans le combustible usé est pratiqué (pour mémoire, le « cycle » actuel est qualifié de « mono-recyclage des combustibles usés en REP [réacteur à eau pressurisé] ». L'article 11 de l'arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret n° 2017-231 du 23 février 2017 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) prescrit au CEA, en lien avec EDF et Orano (ex-AREVA), d'élaborer un programme d'études afin de démontrer, à une échelle représentative, la capacité des technologies proposées à multi-recycler le plutonium contenu dans les combustibles usés en utilisant de l'uranium appauvri, et en particulier les stocks de combustibles usés MOX issus des réacteurs à eau. Cette annexe présente de manière succincte ce programme d'études.

Par ailleurs, le recyclage du plutonium contenu dans les combustibles MOX usés est également étudié en réponse à l'Article 51 de l'Arrêté PNGMDR du 23 février 2017 qui prévoit que « *Le CEA remet au ministre chargé de l'énergie avant le 30 juin 2018 un inventaire prospectif entre 2016 et 2100 des matières et des déchets radioactifs présents dans les combustibles usés qui seraient produits par le parc de réacteurs électronucléaires français selon différents scénarios, notamment dans le prolongement de ceux étudiés avec EDF et Areva au titre du PNGMDR 2013-2015* ». Cette étude, menée par le CEA en lien avec EDF, Framatome et Orano, dressera le bilan des études de caractérisation technique de scénarios industriels mettant en œuvre différentes options de cycle du combustible, et notamment le multi-recyclage en RNR ainsi que l'option de multi-recyclage en REP.

- **Perspectives d'évolution : les modalités de déploiement d'un parc de réacteurs à neutrons rapides (RNR)**

En France, dans le cadre de la loi du 28 juin 2006⁶³, le CEA a proposé à l'Etat un projet de démonstrateur technologique de réacteur de quatrième génération baptisé ASTRID, actuellement en phase d'étude.

Les réacteurs à neutrons rapides présentent des propriétés particulières qui les différencient des réacteurs à eau sous pression :

- Ils permettent une transformation beaucoup plus efficace de l'uranium 238 en plutonium 239 fissile ;
- Ils permettent de fissionner tous les isotopes du plutonium. Cela ouvre la voie au multi recyclage de l'uranium et du plutonium et, par conséquent, à une gestion durable des matières nucléaires ;
- Par ailleurs, dans le cas des réacteurs dont le fluide caloporteur est le sodium, celui-ci peut s'enflammer spontanément au contact de l'air et réagir violemment avec l'eau, ce qui nécessite un ensemble de précautions particulières actuellement maîtrisées pour se prémunir des feux de sodium et des réactions sodium-eau. De plus, en comparaison avec les REP, la densité de puissance et la teneur en plutonium sont moins favorables en cas d'accident, ce qui nécessite la mise en place de moyens spécifiques. Leur grande inertie thermique et l'absence de pression

⁶³ Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs codifiée aux articles L. 542-1 du code de l'environnement et suivants

sont en revanche plus favorables en matière de sûreté nucléaire.

La conception des RNR de quatrième génération doit permettre d'atteindre un niveau de sûreté amélioré par rapport à leurs prédécesseurs, et qui devra être au moins équivalent à celui des réacteurs de type EPR.

Au cours de leur fonctionnement et en considérant l'utilisation de plusieurs cœurs neufs pour les premières recharges de combustibles, ces réacteurs pourraient produire autant de matières fissiles (du plutonium produit à partir de l'uranium 238 contenu dans l'uranium appauvri) qu'ils en consommeraient⁶⁴.

D'après les industriels du secteur nucléaire, ces réacteurs pourraient commencer à être déployés durant la seconde moitié de ce siècle (les premiers réacteurs de 4^{ème} génération pourraient être déployés en Russie ou en Chine). Il est aujourd'hui estimé qu'un parc de réacteurs de quatrième génération d'une puissance équivalente au parc actuel (c'est-à-dire 60 GW⁶⁵) consommerait de l'ordre de 50 tonnes d'uranium appauvri par an, une fois les réacteurs mis en service, le stock d'uranium appauvri disponible au moment du lancement de cette filière (§ III.3.1.2 La conversion et l'enrichissement de l'uranium) constituerait une ressource permettant le fonctionnement de ces réacteurs sur des horizons lointains⁶⁶.

- **Perspectives d'évolution : le multi-recyclage de l'uranium et du plutonium dans un parc de réacteurs à neutrons rapides (RNR)**

La mise en œuvre du multi-recyclage du plutonium dans des réacteurs à neutrons rapides (RNR), permettrait d'aboutir à terme, si le choix en était fait, à l'indépendance nationale en ressource primaire et à une réduction supplémentaire du volume et de la toxicité à long terme des déchets ultimes (pas de combustibles usés sans emploi, car ils peuvent être intégralement retraités et le plutonium qu'ils contiennent recyclé ; la gestion de l'inventaire en fin de vie du parc peut faire l'objet de dispositions particulières). Ainsi, les combustibles MOX usés et les combustibles URE usés actuellement entreposés sous eau pourraient être recyclés dans une flotte de réacteurs à neutrons rapides⁶⁷.

Le schéma suivant illustre le « multi-recyclage de l'uranium et du plutonium dans un parc RNR ».

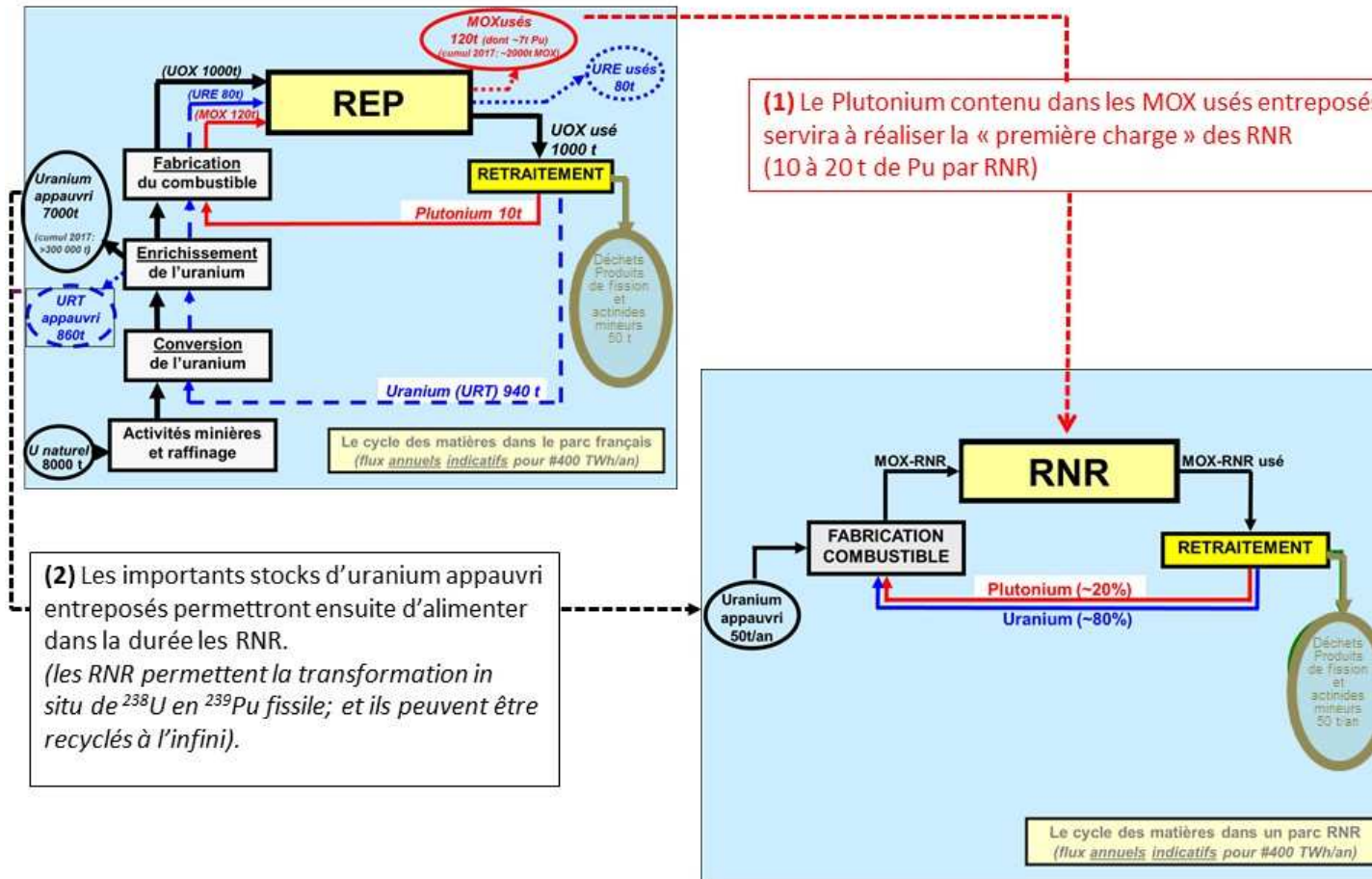
⁶⁴ Pour le démarrage d'un réacteur à neutrons rapides, il est nécessaire de disposer de matière fissile (de l'ordre d'une dizaine de tonnes de plutonium pour un réacteur). Sous l'action des réactions neutroniques ayant lieu dans le réacteur, l'uranium 238 est transformé en particulier en plutonium 239 ce qui permet de produire autant voire plus de matière fissile durant le cycle qu'on en a introduit au départ.

⁶⁵ 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.

⁶⁶ 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.

⁶⁷ Le traitement de combustibles MOX usés et de combustibles URE usés a été démontré techniquement, à l'échelle de plusieurs dizaines de tonnes dans les usines de La Hague, respectivement entre 2004 et 2008 et en 2015.

Du cycle actuel des matières au « cycle fermé idéal »



Dans un parc de réacteurs à neutrons rapides (voir schéma de principe), c'est un mélange de plutonium et d'uranium appauvri qui constitue le « combustible » ; le plutonium est l'élément fissile à l'origine de la production d'énergie, et non pas l'uranium 235 comme cela est le cas dans les réacteurs à eau ; un tel système ne fait pas appel à une opération d'enrichissement.

Il faut, pour amorcer un tel parc, disposer de plutonium pour assurer l'alimentation initiale en combustible de ces RNR ; on pourrait, dans le cas de la France, utiliser le plutonium aujourd'hui contenu dans les combustibles MOX et URE usés, sans emploi dans le cycle actuel. En effet, ces combustibles ne sont actuellement pas traités en raison de leur contenu énergétique spécifique moindre que celui issu des combustibles UNE usés, de par l'augmentation en proportion des isotopes pairs du plutonium et de l'uranium neutrophages. Ils pourraient l'être grâce à la capacité des réacteurs de quatrième génération à fissionner tous les isotopes de l'uranium et du plutonium.

La disparition du plutonium par fission est ensuite compensée (dans des proportions ajustables selon les options technologiques retenues) par une génération in situ de plutonium à partir de l'uranium 238 qui contient le combustible. On peut ainsi envisager un système dit « iso-générateur », dans lequel la consommation de plutonium est strictement compensée par la génération dans le même temps d'une quantité équivalente de plutonium à partir d'uranium 238 ; on recycle sans limitation de principe le plutonium (tant qu'il n'a pas été fissionné) et l'uranium (tant qu'il n'a pas été transformé en plutonium fissile). Le seul élément à renouveler dans un tel processus est donc l'uranium 238 qui a été converti en plutonium puis fissionné ; on pourrait, dans le cas de la France, une fois les RNR amorcés, utiliser pour réaliser cet appoint les importantes quantités d'uranium appauvri aujourd'hui entreposées à l'issue des opérations d'enrichissement de l'uranium naturel.

Les déchets ultimes de haute activité et à vie longue sont, pour ces systèmes, au premier ordre les mêmes que ceux qui sont obtenus dans les réacteurs à eau : pour une même quantité d'énergie fournie, la quantité de produits de fission est la même. On pourrait envisager, pour réduire la « radio-toxicité » à long terme de ces déchets finaux, d'utiliser une autre propriété des RNR : c'est leur capacité à fissionner également certains éléments à vie longue présents dans ces déchets (les « actinides mineurs »). Cette possibilité reste encore au stade de la recherche et ne peut constituer qu'une perspective à beaucoup plus long terme.

Quelques ordres de grandeur (*pour un parc produisant 400 TWh d'électricité par an*) – données fournies par le CEA :

- Composition du combustible RNR, en entrée de réacteur : plutonium (20%) – uranium appauvri (80%)
- Composition du combustible usé, en sortie de réacteur avant recyclage : plutonium (20%) – uranium (~75%) – produits de fission (5%) – actinides mineurs (0,3%)
- Produits de fission (déchets HA) : ~50 tonnes/an (idem cycle actuel)
- Besoin en uranium appauvri : ~50 tonnes/an (à comparer à 8 000 tonnes d'uranium naturel par an pour le cycle actuel)
[On retire in fine environ 100 fois plus d'énergie de chaque gramme d'uranium naturel dans les systèmes utilisant des RNR].
- Besoin en plutonium au démarrage : ~ 20 tonnes pour chacun des réacteurs à mettre en service (pour mémoire, le stock de plutonium dans les combustibles MOX usés s'accroît d'environ 7 tonnes par an dans le cycle actuel). Soit environ 1 000 tonnes de plutonium pour un parc de 50 réacteurs RNR.

- **Transition entre le « cycle » actuel et le « cycle » envisagé**

L'éventuelle perspective d'un multi-recyclage de l'uranium et du plutonium dans un parc où seraient progressivement déployés des réacteurs à neutrons rapides appellerait successivement :

- Le traitement des combustibles MOX-REP, aujourd'hui entreposés, pour récupérer les matières valorisables (et notamment le plutonium) qu'ils contiennent (des campagnes industrielles, portant sur près de 70 tonnes de combustibles MOX usés, ont permis de vérifier la faisabilité de principe de telles opérations) ;
- La fabrication de combustibles MOX-RNR à partir du plutonium récupéré ;
- Le traitement (récurrent pour atteindre le multi-recyclage) des combustibles MOX-RNR usés. Des campagnes portant sur 25 tonnes de combustibles Phénix ont permis de vérifier la faisabilité de principe de telles opérations.

À 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 des réacteurs à eau pressurisée.

Annexe 8 : Stratégie de gestion des capacités d'entreposage des combustibles usés

Source : cette annexe a été rédigée par EDF et Orano.

Comme indiqué aux paragraphes II.3.2.1 L'entreposage en piscine de refroidissement près du réacteur et II.3.2.2 L'entreposage en piscine de refroidissement à La Hague, les combustibles usés font l'objet de deux entreposages successifs dans l'attente de leur retraitement :

- Dans les centrales nucléaires, dans les piscines sur site d'exploitation (appelées « piscines « BK »), avant de pouvoir être transportés ;
- À La Hague, pour refroidissement complémentaire avant retraitement.

La capacité totale d'entreposage du combustible usé dans les piscines BK est de 8 100 tML. Pour notamment des raisons d'exploitation courante des centrales nucléaires, une partie de cette capacité est actuellement allouée à d'autres usages que l'entreposage des seuls combustibles usés. À fin 2013, la capacité allouée effectivement disponible pour les combustibles usés était de 5 360 tML, soit un taux d'occupation de l'ordre de 80%.

La capacité opérationnelle maximale actuelle de La Hague, tenant compte notamment d'emplacements disponibles réservés à l'exploitation, correspond à environ 14 000 tML. Cette capacité sert à entreposer non seulement les combustibles à base d'oxyde d'uranium mais également à base d'oxydes mixtes d'uranium et de plutonium. Elle n'est toutefois pas exclusivement allouée à l'entreposage des combustibles usés du cycle français.

EDF considère que les capacités disponibles permettent d'assurer l'entreposage des combustibles usés pour *a minima* les 10 prochaines années. Toutefois, étant donné les échéances envisagées de saturation des capacités d'entreposage de combustibles usés et étant donné les délais nécessaires à la conception et à la construction d'une nouvelle installation d'entreposage, l'ASN a attiré « l'attention d'EDF sur la perspective de saturation des capacités françaises d'entreposage de combustibles usés » et a demandé à EDF de « présenter dans la prochaine mise à jour du dossier sa stratégie concernant ce sujet et les différents aléas associés à la création de nouvelles capacités d'entreposage ».

Aussi, étant donnée la perspective de saturation des capacités actuelles d'entreposage de combustibles usés entre 2025 et 2035 et en considérant que la conception puis la construction d'une nouvelle installation d'entreposage de combustibles usés nécessite une dizaine d'années, le PNGMDR 2016-2018 a demandé à EDF de :

- Remettre au ministre chargé de l'énergie avant le 31 mars 2017 sa stratégie de gestion des capacités d'entreposage de combustibles et le calendrier associé à la création de nouvelles capacités d'entreposage ;
- Transmettre avant le 30 juin 2017 à l'ASN les options techniques et de sûreté relatives à la création de nouvelles capacités d'entreposage ;
- Déposer avant le 31 décembre 2020 auprès du ministre chargé de la sûreté nucléaire une demande d'autorisation de création pour une nouvelle installation d'entreposage de combustibles usés, ou une demande de modification substantielle s'il s'agit de l'extension d'une installation existante.

L'analyse prospective réalisée par EDF de l'évolution des besoins en entreposage de combustibles usés réalisée dans le cadre du PNGMDR confirme que de nouvelles capacités d'entreposage seront nécessaires à l'horizon 2030, quel que soit le scénario industriel de production d'électricité qui sera retenu.

Pour la création de ces nouvelles capacités d'entreposage, EDF a engagé l'étude d'une **piscine d'entreposage** avec l'objectif d'entreposer les combustibles MOX usés et URE usés issus de l'exploitation du parc nucléaire en attente de leur valorisation dans des réacteurs de 4^{ème} génération ou, à défaut, de leur stockage à Cigéo si cette filière ne devait pas être développée à l'avenir. Pour répondre à ce besoin, EDF envisage pour cette installation d'entreposage une durée d'exploitation de l'ordre d'une centaine d'années.

EDF envisage également que cette piscine permette, en tant que de besoin, l'entreposage des combustibles RNR usés issus du fonctionnement du réacteur Superphénix ainsi que l'entreposage transitoire de combustibles URE usés.

Ce projet, s'il est confirmé par EDF, devra également faire l'objet d'une concertation publique.

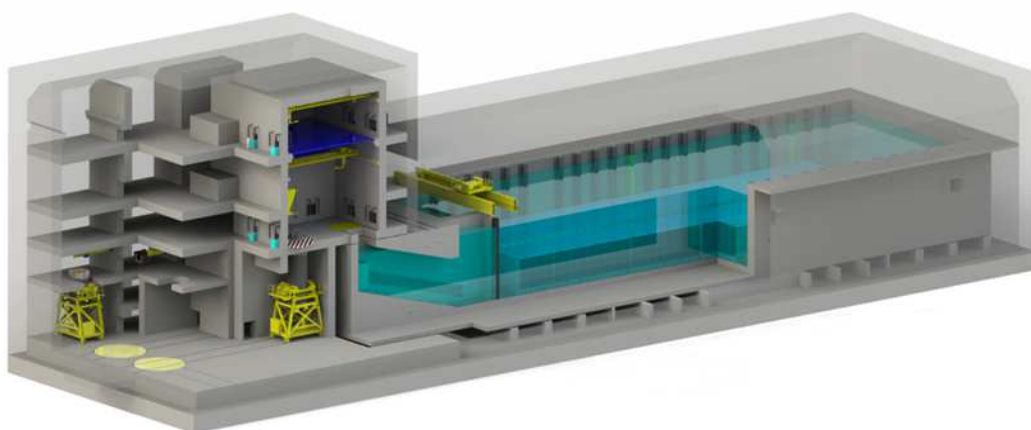


Schéma de principe du projet de piscine d'entreposage centralisée

Annexe 9 : Point de vue des trois associations

Source : cette annexe a été rédigée par les associations ACRO (Association pour le Contrôle de la Radio-Activité dans l'Ouest), Greenpeace et France Nature Environnement.

Les associations signataires saluent la publication de ce rapport qui fait un bilan sur le combustible nucléaire, son utilisation, traitement et devenir, même s'il reste incomplet. Plusieurs questions sont sans réponse.

Il apparaît que moins de 1% des combustibles irradiés sont recyclés actuellement (0,9%) et il est abusif de parler de « cycle » et encore plus de « cycle fermé ». La terminologie « cycle ouvert » pour qualifier l'absence de cycle frise le ridicule. Par ailleurs, plus du tiers des combustibles usés issus des réacteurs à eau pressurisée d'EDF ne sont actuellement pas retraités, quarante ans après le premier déchargement.

Le combustible MOX n'est utilisé que dans les réacteurs les plus anciens. Leur arrêt progressif dans les années à venir va entraîner une baisse du retraitement et du taux de recyclage. Comme le rapport n'aborde pas cette évolution, nous demandons la publication complète du rapport « Impact Cycle 2016 » établi par EDF au nom également d'Orano Cycle et de l'Andra et du rapport d'expertise de l'IRSN sur le dossier. Nous regrettons de ne pas avoir été suivis par le Haut comité sur ce sujet.

La classification en matières valorisables des combustibles irradiés non traités et de l'uranium de retraitement repose sur une chimère, la génération IV de réacteurs nucléaires refroidis au sodium, un métal qui s'enflamme spontanément à l'air et qui explose dans l'eau. Le concept date des années 1950 et, s'il devait aboutir, aura fait l'objet de plus d'un siècle de recherches et développements. De plus, la puissance du projet de démonstrateur Astrid a été revue à la baisse. Il n'est pas raisonnable de bâtir la politique de gestion des matières et déchets nucléaires français sur cette promesse peu réaliste. Il est indispensable de présenter un plan de gestion alternatif sans génération IV.

Il en est de même pour les grands projets structurants, comme le centre d'enfouissement Cigéo, qui fait l'objet de fortes contestations et qui n'est pas encore qualifié. Là encore, il est important de travailler à un plan de gestion alternatif des déchets radioactifs.

Le reclassement des matières dites valorisables en déchets radioactifs aura un impact énorme sur la gestion des déchets radioactifs et doit être préparé. Il est interdit de stocker en France des déchets radioactifs d'origine étrangère. Est-ce que les matières valorisables d'origine étrangère devenues déchets seront renvoyées dans leur pays d'origine ?

Annexe 10 : Informations et communications publiées à destination du public sur leur site Internet respectif

Source : cette annexe a été rédigée par les acteurs du « cycle du nucléaire », chacun en ce qui le concerne.

- Site internet du MTES (rubrique « Energies »)

<https://www.ecologique-solidaire.gouv.fr/approvisionnement-en-uranium-et-cycle-du-combustible-nucleaire>

Le site de ministère de la transition écologique et solidaire, au sein de la rubrique nucléaire de la politique publique « énergies », présente l’approvisionnement en uranium et le cycle du combustible nucléaire. Le site présente la stratégie du cycle actuel en France avec retraitement et séparation des matières valorisables et vitrification des déchets ultimes et présente les filières du futur. Le schéma illustratif est celui du rapport HCTISN de 2010.

La gestion des déchets est présentée dans une fiche à part « Démantèlement et gestion des déchets radioactifs » au sein de laquelle sont présentés, notamment, le PNGMDR ainsi que le projet de stockage profond Cigéo.

- Site de l’ASN :

Sur le cycle :

<https://www.asn.fr/Informer/Dossiers-pedagogiques/La-surete-du-cycle-du-combustible/Les-etapes-du-cycle-du-combustible>

Sur les transports :

<https://www.asn.fr/Informer/Dossiers-pedagogiques/Transport-des-substances-radioactives-en-France>

- Site de l’IRSN

Sur le cycle :

http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/cycle_combustible/cycle/Pages/sommaire.aspx#.WvWiXWcXvV8

sur le combustible MOX :

http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/cycle_combustible/fabrication_combustible_MOX/Pages/MOX.aspx#.WvWi7GcXvV8

sur les transports de substances radioactives :

http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/transport/transports-matieres-radioactives/Pages/0-transports-matieres-radioactives-sommaire.aspx#.WvWzxWcXvV8

- Site EDF

<https://www.edf.fr/groupe-edf/producteur-industriel/nucleaire/atouts/expertise-nucleaire/cycle-du-combustible-nucleaire-edf-present-sur-toutes-les-phases>

brochure 2015 couvrant le cycle (y compris les transports) :

<https://www.edf.fr/sites/default/files/contrib/groupe-edf/producteur-industriel/nucleaire/Notes%20d%27information/NOTE%20CYCLE%20COMBUSTIBLE%202015.pdf>

- Site Orano

Le 22 janvier 2018, la société New AREVA Holding a changé de dénomination sociale et a adopté comme nouvelle dénomination sociale « Orano SA ».

Le site internet d’Orano récemment créé décrit dans la rubrique Expertise (<http://www.orano.group/#section-cycle>) les principales étapes du cycle ; il est alors fait référence aux

installations Orano concernées.

La gestion des matières et déchets radioactifs du cycle répondant à de nombreux enjeux de sûreté, environnementaux, industriels et sociétaux, Orano publie sur son site internet des informations liées à la gestion des substances radioactives qu'elle met en œuvre sur les sites qu'elle exploite. Des informations sont ainsi disponibles pour les sites Orano La Hague, Tricastin, Malvézi ainsi que pour l'usine Melox (<http://www.orano.group/FR/accueil-204/publications.html>). La rapport d'information du site Orano La Hague présente par exemple la situation des entreposages de déchets radioactifs une fois conditionnés sur les 3 dernières années (cf. § II.3.2.6.2.1 Les assemblages combustibles UNE usés).

Une rubrique du site est par ailleurs dédiée au réaménagement des anciens sites miniers français (<http://www.rse-mines.orano.group/FR/engagements/apres-mines.html>).

Le rapport accessible à partir de son site internet (<http://www.orano.group/FR/accueil-204/publications.html>) présente un état d'avancement des différents projets de reprise et conditionnement des déchets anciens (RCD) en cours sur le site de la Hague.

Le site internet Orano renvoie aux pages des sites d'autres Parties Prenantes concernées donnant ainsi accès aux rapports afférents (Groupe de Travail du PNGMDR et ceux du HCTISN).

Des informations sur les substances radioactives mises en œuvre dans le cadre des contrats de retraitement des combustibles usés étrangers sont également disponibles sur le site internet d'Orano (<http://www.orano.group/FR/accueil-204/publications.html>).

- Site du CEA

<http://www.cea.fr/comprendre/Pages/energies/nucleaire/essentiel-sur-cycle-du-combustible-nucleaire.aspx>

<http://www.cea.fr/Pages/domaines-recherche/energies/energie-nucleaire/dossier-cycle-du-combustible-nucleaire.aspx>

<http://www.cea.fr/comprendre/Pages/radioactivite/essentiel-sur-uranium.aspx>

Le CEA propose sur son site internet un ensemble d'éléments (ou « dossiers ») qui présentent les différentes étapes du cycle des matières nucléaires, et explicitent les enjeux et les principaux acquis des recherches qui sont menées dans ce domaine.

- Site de l'Andra

Le site internet de l'Andra est accessible à l'adresse : <https://www.andra.fr/>

Il renvoie à des pages spécifiques :

- au projet Cigéo : www.andra.fr/cigeo
- au laboratoire souterrain de Meuse/Haute Marne : <https://meusehautemarne.andra.fr/>
- aux centres de stockage en exploitation des déchets FMA-VC (CSA) et TFA (Cires) : <https://aube.andra.fr/>
- au centre de stockage de la Manche, en phase de fermeture : <https://manche.andra.fr/>

Il renvoie également au site internet de l'Inventaire national : <https://inventaire.andra.fr/>.

Annexe 11 : Contribution du syndicat UNSA-SPAEN

L'ordonnance n° 2017-1387 du 22 septembre 2017 relative à la prévisibilité et la sécurisation des relations de travail crée une instance unique, appelée Conseil Social et Economique (CSE), remplaçant les anciennes instances au plus tard fin 2019.

Cette ordonnance supprime les CHSCT (Comité Hygiène Sécurité et Conditions de Travail), qui seront remplacés par une Commission Santé Sécurité et Conditions de Travail (CSSCT) pour les établissements d'au moins 300 salariés et pour les établissements à risques, dont les membres seront obligatoirement élus au sein des CSE nouvellement mis en place.

Il est à craindre que les moyens humains (en nombre d'élus syndicaux) et les prérogatives accordées au CSSCT soient très largement inférieurs à ceux qui étaient accordés aux CHSCT, dont les prérogatives avaient été améliorées par la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (i).

C'est ainsi que les membres des CHSCT étaient devenus les interlocuteurs privilégiés et incontournables des CLI (Commissions Locales d'Information), dans les domaines de la sécurité des salariés et de leurs conditions de travail. En effet élus par des salariés opérationnels, ils avaient une parfaite connaissance des installations. Les membres des nouveaux CSSCT (dont le nombre d'élus syndicaux devrait être plus faible que maintenant), seront également affectés sur d'autres missions du CSE (missions économiques, ...), ils auront moins de temps pour l'exercice de leurs missions professionnelles au sein des industries et ne pourront pas, par conséquent, avoir la même connaissance technique des nombreuses et complexes installations relatives au cycle du combustible.

Par conséquent il est à craindre que la disparition des CHSCT entraîne une dégradation de la sécurité et des conditions de travail des salariés au sein des installations du cycle du combustible, voire même une dégradation de leur état psychologique, pouvant être aggravée par des TMS (Troubles Musculo-Squelettiques), qui pourrait avoir des conséquences extrêmement néfastes en terme de sécurité, de sûreté et de protection de l'environnement.

Il est essentiel d'accorder aux nouveaux représentants des salariés les moyens suffisants qui leur permettront d'être des membres actifs au sein des instances locales telles que les CLI, et des instances nationales telles que l'ANCCLI et le HCTISN. Telle est la condition pour améliorer la transparence au sein des installations du cycle du combustible.

Les industries à risque, dont font partie les installations du cycle du combustible, ont fait d'indéniables progrès sur la prise de conscience de l'influence de l'organisation du travail dans la construction d'une culture de sécurité, mais elles n'échappent pas au renforcement des contraintes de temps, aux politiques de sous-traitance, à la rationalisation des tâches, synonyme de pertes de compétences et génératrice de risques psychosociaux. La complexité technologique et la spécificité de ces nombreuses installations doit être prise en compte lors de toute réorganisation.

C'est pourquoi, soucieuse de la transparence, l'UNSA-SPAEN est extrêmement vigilante sur la possible diminution des moyens humains qui pourrait être imposée aux organisations syndicales, maillons incontournables au sein des CLI, de l'ANCCLI et du HCTISN, de la sécurité et de la sûreté des installations du cycle du combustible et de leur environnement.

(i) Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (loi « TSN ») :

Article 21 : « Ce rapport (rapport annuel des INB) est soumis au comité d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail de l'installation nucléaire de base, qui peut formuler des recommandations. Celles-ci sont annexées au document aux fins de publication et de transmission. »

Article 22 : « Les représentants désignés par le comité d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail d'un établissement comprenant une ou plusieurs des installations nucléaires de base mentionnées au I sont auditionnés à leur demande par les commissions locales d'information à chaque fois qu'ils l'estiment nécessaire. Les commissions locales d'information peuvent également les solliciter. »