

DÉBAT PUBLIC PLAN NATIONAL
DE GESTION DES MATIÈRES
ET DES DÉCHETS
RADIOACTIFS

5^e édition
2019-2021



CLARIFICATION DES CONTROVERSES TECHNIQUES

Note de synthèse

21 MARS 2019

TABLE DES MATIÈRES

Présentation générale de la démarche	p. 4
Introduction aux questions liées au “cycle” du combustible	p. 7
1 Le monorecyclage	p. 9
2 Le multirecyclage	p. 13
3 L’entreposage	p. 17
4 Démantèlement des réacteurs UNGG	p. 21
5 TFA et seuils	p. 23
6 Cigéo, stockage géologique profond	p. 27
7 Alternatives au stockage géologique profond	p. 31
Annexe	p. 35

PRÉSENTATION GÉNÉRALE DE LA DÉMARCHE

INTRODUCTION

La démarche de « clarification des controverses », dont le résultat est présenté ici, se situe en amont du débat public prévu sur le Plan de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR), qui se déroulera à partir du 17 avril 2019. Elle vise à apporter au public non spécialiste mais soucieux de disposer d'une bonne information technique les informations permettant de comprendre les différences d'argumentations exprimées par des experts ou des organismes institutionnels, sur des questions relevant de ce plan.

Cette démarche a été initiée par la commission particulière du débat public (CPDP) chargée d'organiser le débat sur le PNGMDR.

Y ont participé les établissements, entreprises ou associations suivants : Andra, IRSN, EDF, Orano, CEA, Wise Paris, Global Chance, France Nature Environnement (FNE), la CLI de Cruas.

Avec leur accord, l'ASN et la DGEC, maîtres d'ouvrage conjoints du PNGMDR, n'ont pas été invités à s'exprimer dans cette démarche, le dossier du maître d'ouvrage du débat public ayant vocation à exprimer leurs propres prises de position. Ils ont été informés de son déroulement.

1- Identification des principales questions controversées

La lecture de la documentation disponible fait apparaître trois thèmes principaux de controverse concernant les options de gestion des matières et déchets les plus radioactifs :

- **le devenir des déchets ultimes à moyenne et haute activité et vie longue**, avec deux options :

a) le projet de stockage géologique profond Cigéo, option dite « de référence » pour la gestion des déchets ultimes de moyenne et haute activité. Cette option découle de la loi du 28 juin 2006 sur la gestion des matières et déchets radioactifs, qui prescrit¹ de conduire les études et recherches pour la construction de ce centre, et l'instruction de sa demande d'autorisation, pour un démarrage prévu par la loi en 2025. Les points techniques relatifs à cette option sont examinés dans le chapitre 6 de la présente synthèse ;

b) le couplage d'un entreposage en sub-surface pérenne, mais non définitif, et d'efforts de recherche sur des solutions permettant de réduire l'activité et la demi-vie des éléments radioactifs contenus dans ces déchets. Cette solution alternative, présentée lors des débats publics de 2005 et 2013, est défendue par des opposants au projet Cigéo. Sans préjuger des modifications législatives éventuellement nécessaires pour la mettre en œuvre, les arguments relatifs à cette option sont traités dans la synthèse des questions Q7a (entreposage pérenne) et Q7b (recherche sur séparation et transmutation) ci-après.

1. cf. article 3, § 2 de la loi de programmation du 28 juin 2006.

- **le choix entre l'absence de recyclage, le monorecyclage ou le multirecyclage pour les combustibles usés :**

Comme indiqué plus loin dans le chapitre « Introduction aux questions liées au cycle du combustible », les combustibles usés en sortie de réacteurs nucléaires, produits à partir de l'uranium naturel enrichi utilisé, sont constitués de produits de fission, d'actinides mineurs, d'uranium et de plutonium. Le plutonium peut notamment être recyclé sous forme de MOx (mélange d'oxydes de plutonium et uranium), lui-même réutilisable comme combustible dans certains réacteurs. Le MOx usé pourrait ensuite lui-même être recyclé. Trois options sont donc en présence :

a) l'absence de tout recyclage, retenue par certains pays exploitant des centrales nucléaires,

b) le « monorecyclage » : la politique française consiste actuellement à faire un recyclage (production de MOx) et un seul (pas de recyclage du MOx usé),

c) le « multirecyclage » (recyclage du MOx usé), qui serait envisageable avec de nouvelles technologies.

- le choix entre l'entreposage en piscine ou à sec, pour les matières ou déchets en attente d'un traitement ultérieur.

Quelle que soit la manière dont il est ultimement géré, le combustible usé doit être entreposé plusieurs années, le temps que sa chaleur dégagée diminue. Deux technologies sont possibles pour l'entreposage :

a) l'entreposage sous eau en piscine,

b) l'entreposage à sec.

Ces technologies peuvent être mises en œuvre sur le site de chaque centrale ou de manière centralisée. Les deux technologies d'entreposage ont des mérites et sont utilisées à travers le monde. Les controverses portent sur les avantages et inconvénients et les conditions d'application de chacune de ces méthodes, seul l'entreposage sous eau étant actuellement pratiqué en France.

Il y a par ailleurs débat sur les besoins quantitatifs en entreposage supplémentaire et l'échéance de ces besoins : ces débats relèvent d'évaluations chiffrées à préciser, mais non d'arguments techniques controversés.

Deux autres questions donnent lieu à des points de vue différents dans les communautés d'experts en présence :

- **le calendrier de démantèlement des réacteurs de la filière graphite gaz**, pour lesquels :

a) l'exploitant EDF souhaite allonger le délai de démantèlement de plusieurs décennies, en fonction de la méthode de démantèlement utilisée ;

b) d'autres acteurs prennent position pour un démantèlement beaucoup plus rapide.

- **Le principe de gestion des déchets de très faible activité**, pour lequel sont confrontées deux options :

a) le maintien de la règle actuelle, qualifiant de déchets radioactifs et imposant un traitement particulier à tout déchet provenant d'une installation ou d'un site classé comme nucléaire, quelle que soit sa radioactivité réelle ;

b) l'adoption de dérogations à cette règle, ou la fixation de « seuils de libération » conduisant à considérer comme déchets conventionnels des déchets dont la radioactivité est inférieure à ces seuils, sous des conditions – à définir – de vérification de leur absence effective de nocivité.

Les arguments en faveur ou en défaveur de chacune des options ainsi sommairement décrites relèvent pour partie d'éléments techniques, mais aussi pour partie d'éléments d'une autre nature : économique, politique, éthique, etc. La présente démarche ne porte que sur la clarification des éléments de controverse technique : les questions Q1 à Q7 présentées ci-après et débattues avec les experts portent respectivement sur le monorecyclage, le multirecyclage, l'entreposage, le démantèlement des réacteurs graphite-gaz, la gestion des déchets à très faible activité, le projet Cigéo et les alternatives à ce projet. Leur intitulé est limité aux controverses techniques identifiées sur ces questions, sans préjuger d'autres éléments qui relèvent du débat public lui-même et non de la présente démarche préalable de clarification des controverses techniques.

2 - Méthode d'analyse des points de vue exprimés

La démarche repose sur :

- **une liste de sept questions**, certaines subdivisées en sous-question, numérotées de 1a à 7b. Ces questions, établies par la CPDP et validées en réunion avec les autres participants, couvrent les principaux thèmes de débats techniques concernant la gestion des matières et déchets radioactifs ;
 - **les éléments d'argumentation apportés par chaque intervenant** qui le souhaitait sur chaque question, en trois phases :
 - phase 1 : premier dépôt de contribution ;
 - phase 2 : réponse par un autre intervenant à un déposant de la phase 1 ;
 - phase 3 : le cas échéant, réponse du déposant initial aux argumentations déposées en phase 2 sur sa présentation.
- Le tableau joint en annexe donne la liste des contributions reçues, par question, par phase et par intervenant ;
- **une synthèse par question**, (chapitre I à VII ci-après) établie par la CPDP à partir des contributions reçues. Cette synthèse comprend pour chaque question un résumé, une présentation de la question et de son contexte, et les arguments en présence.

Concernant cette synthèse, deux points importants doivent être précisés :

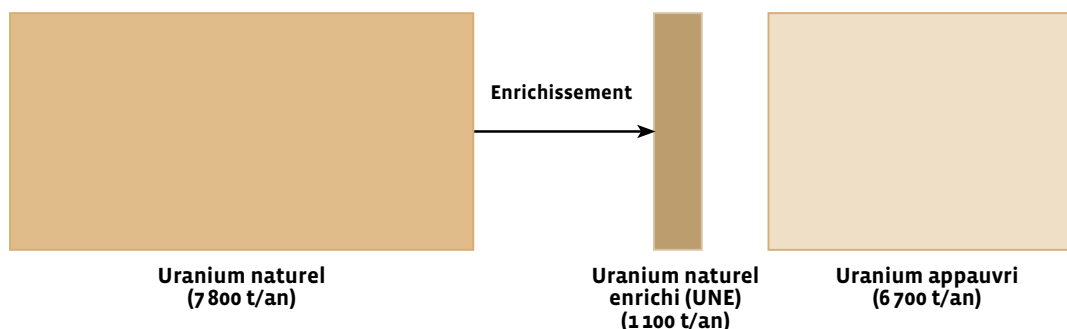
- la démarche porte sur les options techniques possibles en matière de gestion des matières et déchets. Elle n'a pas vocation à en décrire toutes les conséquences de façon précise, ce qui relèvera du débat public et le cas échéant de l'instruction des dossiers d'autorisation ultérieurs. En particulier, les impacts environnementaux (relevant du rapport d'évaluation environnementale établi par le maître d'ouvrage, non disponible à ce jour, et de l'avis de l'Autorité environnementale) et les évaluations socio-économiques, relevant d'expertises d'une autre nature, ne sont pas traités ici ;
- elle est limitée aux argumentations techniques, à l'exclusion des arguments d'opportunité politique ou éthique très présents sur ces questions, et qui relèveront du débat public lui-même : les éléments présentés ici ne prétendent évidemment pas se substituer au débat de fond qui doit avoir lieu sur chaque question, mais seulement mettre à disposition du public l'état des éléments d'argumentation technique en présence. Ce point a conduit à ne pas retenir dans la synthèse des points figurant dans certaines fiches mais relevant de prises de position en opportunité, qui auront leur place dans le débat ultérieur plus qu'ici.



La présente note a été établie par la CPDP et sous sa seule responsabilité, après de multiples échanges avec les contributeurs de la démarche, pour traduire leur argumentation aussi fidèlement que possible. Toutes les fiches émises par les contributeurs au cours des phases d'examen successives, répertoriées dans le tableau cité plus haut, sont consultables sur le site de la CPDP. Elles seules engagent leurs auteurs.

INTRODUCTION AUX QUESTIONS LIÉES AU “CYCLE” DU COMBUSTIBLE

Le combustible le plus utilisé dans les réacteurs nucléaires français est un combustible à base d'uranium naturel enrichi (UNE), contenant environ 4 % d'uranium 235 fissile contre 0,7 % pour l'uranium naturel avant enrichissement.



➤ Chaque année, pour les besoins du parc français, environ 1 100 tonnes d'uranium enrichi sont produites à partir de 7 800 tonnes d'uranium naturel, produisant ainsi 6 700 tonnes d'uranium appauvri².

Lorsqu'il sort du réacteur, le combustible utilisé est un mélange :

- d'uranium (94,9 %),
- de plutonium (1 %),
- d'actinides mineurs (0,1 %),
- de produits de fission (4 %).

L'uranium du combustible utilisé, dit uranium de retraitement, est légèrement plus concentré en uranium 235 fissile que l'uranium naturel (≈ 0,9% contre ≈ 0,7 %). Le plutonium, fissile, provient de la capture par l'uranium 238, non fissile, d'un neutron de la réaction de fission. Les actinides mineurs regroupent les autres atomes lourds (neptunium, americium, curium) produits par captures successives de neutrons par du plutonium. Les produits de fission sont enfin, comme leur nom l'indique, les fragments produits par la fission des atomes d'uranium 235 et de plutonium.

Le combustible utilisé contient donc des substances potentiellement réutilisables (uranium légèrement enrichi et plutonium) mélangées à des substances aujourd'hui non réutilisables dans un réacteur (les actinides mineurs et les produits de fission), que l'on qualifie de déchets, a priori ultimes³.

On peut séparer les premières des secondes dans la perspective de les réutiliser notamment comme combustible⁴, et conditionner l'ensemble du reste dans la perspective d'un entreposage de longue durée ou d'un stockage définitif. On peut à l'inverse considérer que le jeu n'en vaut pas la chandelle et entreposer ou stocker directement le combustible utilisé, sans en séparer les constituants.

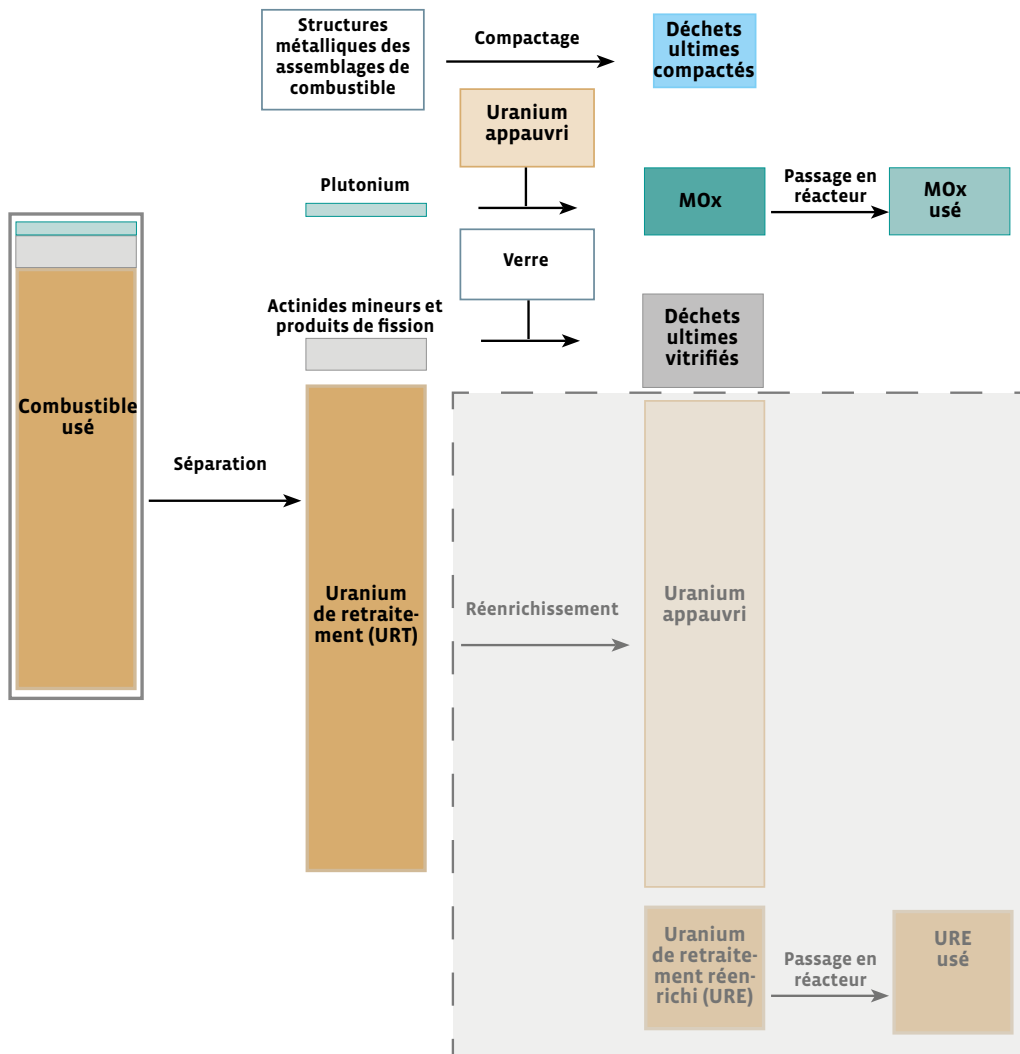
2. La quantité d'uranium appauvri générée peut varier sensiblement en fonction de la teneur résiduelle en uranium 235.

3. Le caractère « ultime » de ces déchets pourrait évoluer avec des programmes de recherches en cours ou à venir.

4. Des matières radioactives peuvent aussi être utilisées à d'autres fins que la production électronucléaire.

La France suit aujourd'hui la première voie en adoptant une stratégie de recyclage partiel du combustible, dite de « monorecyclage » :

- 1) Le plutonium du combustible usé est extrait puis mélangé à de l'uranium appauvri pour fabriquer le MOx, un combustible utilisable par 24 réacteurs du parc français.
- 2) L'uranium du combustible usé est extrait, pour donner de l'uranium de retraitement (URT). Il était en partie réenrichi, pour fabriquer de l'uranium dit de retraitement réenrichi (URE) utilisé jusqu'en 2013 dans les 4 réacteurs de la centrale de Cruas. EDF envisage de recommencer à utiliser l'URE à partir de 2023. L'URT faiblement radioactif est actuellement entreposé sur le site Orano du Tricastin.



› L'utilisation de l'URE dans les réacteurs EDF a été arrêtée en 2013 mais EDF prévoit de la rétablir en 2023.

Il s'agit d'un « monorecyclage » car la séparation et réutilisation des matières ne sont effectuées qu'une seule fois. Les combustibles MOx et URE, une fois usés, ne sont pas recyclés une seconde fois, même s'ils pourraient en principe l'être à l'avenir⁵.

Aujourd'hui, ne sont pas considérées comme « déchets » mais comme « matières » les substances radioactives qui ont une possibilité actuelle (par monorecyclage) ou une perspective future (par multirecyclage) de valorisation. Par conséquent, l'uranium de retraitement et le plutonium extraits du combustible UNE usé, ainsi que les MOx et URE usés (matières non séparées) sont considérés comme étant des matières car actuellement valorisés ou potentiellement valorisables.

Le choix de garder le combustible usé sans retraitement ou de le recycler partiellement a, par ailleurs, un impact significatif sur les besoins d'entreposage de combustible usé et des déchets, car la nature et la capacité des entreposages nécessaires en dépendent fortement.

5. voir fiche multirecyclage



LE MONORECYCLAGE

Q1a > *Quels sont les arguments techniques en faveur, ou en défaveur, du monorecyclage actuellement pratiqué en France du point de vue de la gestion des matières et déchets radioactifs ?*

Résumé : Les arguments en faveur et en défaveur du monorecyclage portent sur les critères suivants : économie de ressources, types de matières et déchets produits, radiotoxicité et danger de ces produits, volume et emprise pour l'entreposage et le stockage, sûreté et transport, gestion du plutonium, coût et enfin débouchés. Pour chaque critère, les appréciations ne diffèrent que peu entre experts. Il n'y a en revanche pas de consensus sur le choix des critères les plus pertinents à retenir, et la manière d'évaluer le bénéfice global apporté par le monorecyclage fait encore débat.

INTRODUCTION

Pour évaluer les mérites du monorecyclage actuel, il faut le comparer à une stratégie de cycle ouvert équivalente du point de vue de la production d'électricité. Il faut ensuite définir une liste d'indicateurs permettant de comparer les deux situations et enfin, si possible, définir l'importance relative de ces indicateurs et la manière de les utiliser pour prendre une décision.

Aujourd'hui, les données sur les inventaires de matières et de déchets dans chaque scénario sont consensuelles et présentées notamment dans le rapport du HCTISN⁶. En revanche, il n'y a pas de consensus sur le choix des indicateurs pertinents. On peut néanmoins mentionner des critères qui reviennent régulièrement.

RECYCLAGE ET ÉCONOMIE DE RESSOURCES

Recycler le combustible utilisé permet de réutiliser une partie des matières qu'il contient. L'utilisation de ces matières permet d'économiser de l'uranium naturel.

	Ressources naturelles économisées
MOx (réutilisation du plutonium)	10 %
MOx (réutilisation du plutonium) + URE (réutilisation de l'uranium ⁷)	18 à 25 %

Cet indicateur d'économie de ressources est simple à définir et les valeurs retenues consensuelles. Le pourcentage de matières effectivement « réutilisées » est en revanche plus ambigu, car il dépend de ce que l'on entend par la réutilisation (jusqu'à 95 % si l'on considère l'utilisation des matières à une étape de la production de combustible recyclé, ou seulement 1 % si l'on considère les matières effectivement réutilisées en France sous forme de MOx).

6. HCTISN, rapport « Présentation du cycle du combustible français en 2018 »

7. Dans le cas où l'uranium de retraitement (URT) est réenrichi en URE et réutilisé comme combustible

TYPE DE MATIÈRES ET DÉCHETS PRODUITS

Le monorecyclage modifie profondément le type de matières et de déchets ultimes produits. Sans recyclage, on a un unique déchet : le combustible usé. Avec le monorecyclage, on obtient une pluralité de matières réutilisables (le plutonium et l'URT) ou potentiellement réutilisables (comme les MOx et URE usés) et des déchets dits ultimes.

Après séparation, les actinides mineurs et produits de fission sont vitrifiés dans des conteneurs d'acier. Les gaines et embouts métalliques entourant le combustible sont eux compactés. Les colis de déchets vitrifiés et compactés constituent les déchets ultimes du monorecyclage. Le conditionnement dans une matrice de verre permet un excellent confinement des déchets, une manutention plus aisée et une réduction de volume dont l'ampleur est débattue.

Ces opérations de séparation puis vitrification ou compactage génèrent peu de déchets secondaires, mais elles s'accompagnent de la production d'autres matières : de l'uranium de retraitement URT (réutilisable avec l'URE), du plutonium (réutilisé avec le MOx) mais aussi, en bout de chaîne, du MOx usé. Ce dernier doit être entreposé sans valorisation immédiate possible, en l'absence aujourd'hui de multirecyclage. On passe donc d'un unique déchet (le combustible usé) à une pluralité de déchets et de matières, une partie de ces dernières étant sans usage actuellement. L'avantage est que chaque substance peut être traitée de la manière la plus adaptée à ses caractéristiques mais l'inconvénient est que l'ensemble de la gestion est complexifié, avec des entreposages différents pour chaque substance, et une valorisation seulement potentielle pour l'URE et le MOx usés.

RADIOTOXICITÉ DES MATIÈRES ET DÉCHETS

La radiotoxicité est l'un des indicateurs utilisés pour exprimer la dangerosité pour la santé d'une substance radioactive. Elle a l'avantage d'être simple à mesurer mais a l'inconvénient de ne pas prendre en compte la capacité d'une substance à migrer dans l'environnement, capacité qui contribue à la probabilité que l'on y soit ultimement exposé et donc au risque réel associé, notamment dans le cas d'un stockage définitif. Une substance peut être très radiotoxique, mais peu mobile, et ainsi finalement moins dangereuse une fois stockée qu'une substance moins radiotoxique mais plus mobile. Malgré cette réserve et cette nécessité de la compléter, la radioactivité est un indicateur régulièrement utilisé.

Le plutonium étant un contributeur majeur de la radioactivité du combustible usé, surtout à long terme, l'extraire des déchets ultimes permet de substantiellement réduire leur radiotoxicité de long terme.

La radiotoxicité par unité de masse⁸ des matières à entreposer est augmentée. Le MOx est plus radioactif que le combustible à l'uranium naturel enrichi standard (UNE), ce qui demande à l'électricien une gestion dédiée. Une fois usé, le MOx possède aussi une radiotoxicité supérieure à celle d'un combustible UNE usé : environ 2 fois plus si l'on regarde la radiotoxicité pour les premières dizaines d'années, et environ 8 fois plus à très long terme. Le combustible MOx usé est enfin plus chaud, ce qui induit des contraintes pour son entreposage, son recyclage ou éventuellement son stockage futur.

Dans la perspective d'un stockage géologique profond, l'impact de ces différences de radiotoxicité est faible car elles concernent dans les deux cas (actinides mineurs et plutonium) des éléments certes très radiotoxiques mais peu mobiles comparativement aux produits de fission.

VOLUME DE DÉCHETS ET EMPRISE POUR L'ENTREPOSAGE ET LE STOCKAGE

Stockage

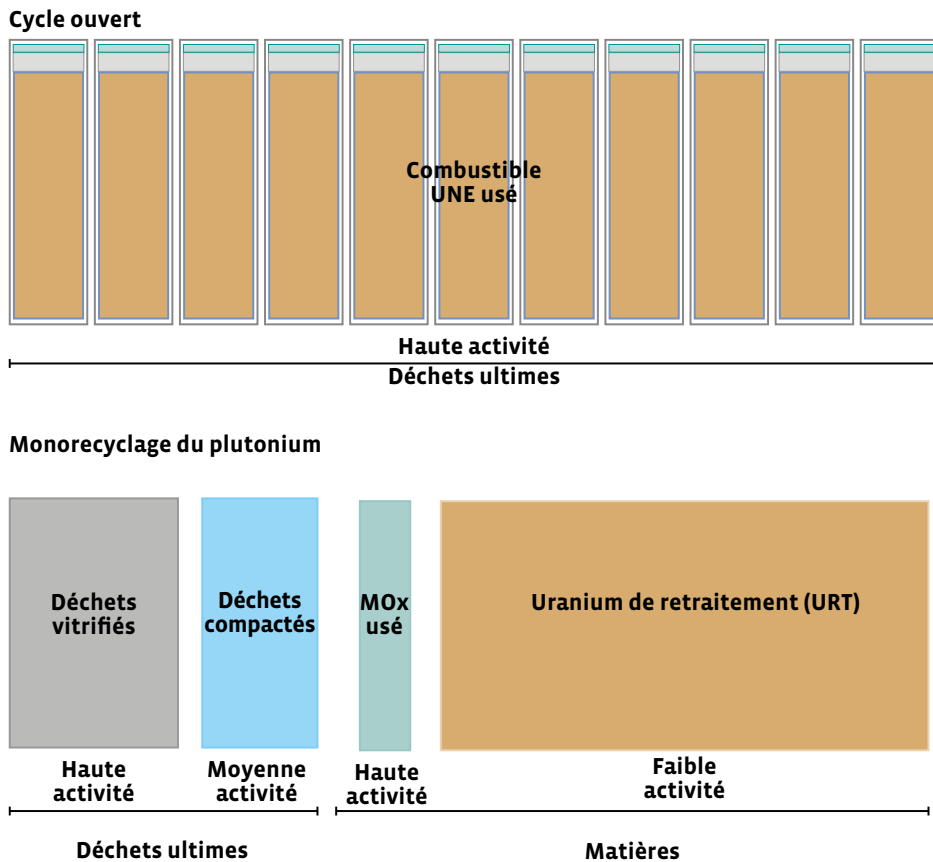
L'ampleur de la réduction de volume de déchets à haute et moyenne activité permise par le monorecyclage du plutonium est débattue et dépend des hypothèses. Selon les producteurs :

- si l'on considère que les seuls déchets ultimes du monorecyclage sont les déchets vitrifiés et compactés, et que le MOx usé sera un jour lui-même recyclé, la réduction de volume induite par le monorecyclage atteint un facteur 5 ;
- si l'on considère que le MOx usé ne sera pas recyclé, et donc qu'il faudra le stocker comme un déchet, la réduction de volume est d'un facteur 3,6.

8. Pour la comparaison, il faut garder à l'esprit que le monorecyclage ne produit qu'un MOx usé environ pour 10 assemblages UNE usés retraités.

Ces chiffres sont contestés par Global Chance, pour qui la réduction de volume n'atteint qu'un facteur 1,16 sur les déchets nus et environ 1,9 une fois pris en compte les surconteneurs nécessaires à un éventuel stockage géologique. Les différences d'hypothèses qui mènent à ces résultats différents n'ont pas pu être élucidées par l'exercice de clarification des controverses.

L'uranium de retraitement, même s'il n'est pas un déchet de haute activité, est lui aussi à entreposer en l'attente de valorisation.



Le volume des déchets dans leur conteneur final n'est pas la seule donnée à prendre en compte, l'emprise au sol d'un déchet donné lors de son stockage définitif en est une autre. En effet, le MOx usé, entre autres parce qu'il reste plus chaud plus longtemps que le combustible UNE usé, prendrait plus de place dans un stockage définitif comme Cigéo pour respecter une température limite garantissant les propriétés de la roche. Toutes choses égales par ailleurs, les études menées jusqu'à présent par l'Andra montrent que des gestions de combustible avec retraitement conduisent à une emprise globale du stockage géologique plus petite que celle d'un stockage éventuel de combustibles usés, mais les valeurs exactes de réduction d'emprise restent aujourd'hui à déterminer.

Entreposage

Avant son traitement ou son éventuel stockage, le combustible usé est actuellement entreposé en piscine, dans les centrales puis à La Hague (environ 1200 tonnes par an). Le monorecyclage permet de sortir le combustible UNE usé de ces piscines (environ 1100 tonnes par an) après quelques années pour le traiter, et de n'y laisser que les MOx et URE usés (100 tonnes par an). Le monorecyclage permet donc une réduction substantielle des besoins d'entreposage de combustible usé, d'un facteur 10 aujourd'hui.

SÛRETÉ ET REJETS

La question de l'impact sur la sûreté du monorecyclage et de l'utilisation du combustible MOx est débattue. Si les technologies mises en œuvre sont éprouvées, l'utilisation du MOx demande des précautions particulières, ne serait-ce que parce qu'il est plus radioactif et plus chaud qu'un combustible UNE standard. Plus généralement, le monorecyclage demande de manipuler davantage les matières radioactives qu'un cycle ouvert où l'on ne touche pas au combustible

usé. En cas d'accident grave, la concentration plus élevée en plutonium des MOx augmente les risques liés à la réactivité des assemblages combustible.

Le bilan du monorecyclage en termes de rejets est débattu. Les rejets d'effluents liquides et gazeux générés par le monorecyclage sont plus importants que ceux qui résulteraient d'un stockage direct, notamment au niveau de l'usine de retraitement des combustibles de La Hague, même s'ils restent selon Orano faibles au regard de la radioactivité naturelle observée dans l'environnement (moins de 1 %). Cependant, le monorecyclage permet de réduire la quantité d'uranium naturel nécessaire pour produire une quantité d'électricité donnée et ainsi de réduire les rejets radioactifs liés au minage de l'uranium.

GESTION DU PLUTONIUM

Le monorecyclage nécessite de séparer le plutonium du combustible usé avant de l'incorporer à de l'uranium appauvri pour faire du MOx. En raison de l'augmentation du recyclage en France, le stock de plutonium séparé français a augmenté entre 1995 et 2015 pour les besoins de la fabrication du MOx.

Tout le plutonium présent dans le MOx n'est pas consommé et la réduction de la quantité totale de plutonium (séparé ou non) avec le monorecyclage est de l'ordre de 25 %. Cependant, il faut noter que le monorecyclage réduit la qualité du plutonium (mesurée par sa concentration en isotope 239 fissile), ce qui rend plus difficile son utilisation militaire. Le revers de cette dégradation isotopique est la difficulté d'un recyclage récurrent du plutonium dans les réacteurs actuels, les isotopes non fissiles s'accumulant.

COÛT

Le coût global du monorecyclage est débattu. Le rapport Charpin-Pellat-Dessus de 2000 estime qu'utiliser du MOx coûte 7 % plus cher à l'échelle du parc que l'alternative consistant à utiliser exclusivement du combustible à l'uranium naturel enrichi. Ces conclusions sont contestées par Orano, pour qui la prise en compte de la réduction des coûts de stockage et d'entreposage rend l'opération économiquement intéressante. Un rapport de la Cour des comptes est attendu sur ce sujet.

FILIÈRES DE RECYCLAGE

Le MOx n'est aujourd'hui utilisable en France que dans les réacteurs de 900 MW dont une partie devrait être arrêtée d'ici 2035, selon la Programmation pluriannuelle de l'énergie. Les quantités de plutonium pouvant être recyclées vont ainsi diminuer si d'autres réacteurs ne sont pas à l'avenir autorisés à l'utiliser. Les études sont en cours pour que les réacteurs de 1300 MW puissent utiliser le MOx.

Par ailleurs 4 réacteurs 900 MW sont actuellement en mesure d'utiliser de l'URE et des travaux sont en cours pour rendre possible le recyclage de l'URE dans les réacteurs 1300 MW.

Pour les exploitants, le monorecyclage présente l'avantage de laisser ouvertes les options futures de multirecyclage, en gardant les matières utiles accessibles et en maintenant l'infrastructure industrielle. Le monorecyclage est alors vu comme une première étape technologique vers le multirecyclage en réacteur à neutrons rapides. Cette conclusion est contestée par Global Chance, pour qui l'entreposage en l'état des combustibles usés non retraités permet aisément de garder les matières disponibles.

CONCLUSION SUR LA MÉTHODE

Monorecyclage et cycle ouvert peuvent être comparés à l'aide de nombreux indicateurs. Certains sont à compléter, comme le volume des déchets auquel il faudrait ajouter la prise en compte de leur emprise lors d'un stockage, ou la radiotoxicité, qu'il faudrait compléter en prenant en compte la mobilité des radionucléides qu'ils contiennent et la difficulté à les confiner dans l'hypothèse d'un stockage géologique. D'autres sont à quantifier plus précisément, comme l'intérêt d'avoir des déchets vitrifiés plus stables ou la complexification liée à une variété plus importante de matières et déchets à gérer. Un travail complémentaire reste donc nécessaire pour définir une grille d'indicateurs de comparaison consensuelle et complète.



LE MULTIRECYCLAGE

2

Q1b⁹ > *Quels seraient les arguments techniques en faveur ou en défaveur d'un éventuel multirecyclage futur, et les conditions de sa faisabilité, du point de vue de la gestion des matières et déchets radioactifs ?*

Q2a > *Les réacteurs à neutrons rapides (RNR) à caloporteur sodium sont-ils la seule voie pour multirecycliser le plutonium et sous quelles conditions ?*

Q2b > *D'un point de vue purement technique, et dans l'hypothèse où l'État le souhaiterait, des RNR industriels, inspirés éventuellement du démonstrateur ASTRID, pourraient-ils être déployés dans les prochaines décennies avec un niveau de sûreté équivalent ou supérieur à celui des réacteurs de 3^e génération (EPR) ?*

.....

Résumé : Il existe deux types de multirecyclages envisageables, avec les réacteurs à eau pressurisée ou avec une nouvelle génération de réacteurs à neutrons rapides. Le premier type permet des économies de ressources et une réduction de la quantité de plutonium produit, mais conduit en contrepartie à une augmentation de la quantité d'actinides mineurs. Le second permet une autonomie complète vis-à-vis des ressources naturelles, ainsi qu'une réduction lente du stock de plutonium. Une contrepartie est un nombre plus important de manipulations de matières radioactives dans les installations du cycle. Ce second type de multirecyclage nécessite aussi de nouveaux réacteurs : les débats sur ces réacteurs à neutrons rapides ne portent pas sur leur faisabilité (il en existe dans d'autres pays) mais sur leur délai de développement industriel, leur complexité qui en augmente le coût, et leur opportunité économique, alors qu'un prix bas de l'uranium réduit l'intérêt des économies de matière première.

.....

INTRODUCTION

Le monorecyclage actuel conduit à produire en bout de chaîne un nouveau type de combustible usé (par exemple le MOX usé dans le cas du recyclage du plutonium) qui n'est pas lui-même actuellement recyclé, même s'il est considéré comme une matière potentiellement valorisable. L'intérêt du monorecyclage dépend en partie du devenir possible du MOX usé après ce premier recyclage : stockage définitif en l'état ou nouveau recyclage ultérieur.

9. Lors de l'exercice de clarification des controverses techniques, la question du multirecyclage était traitée avec le monorecyclage (Q1b et Q1a respectivement), la question des réacteurs à neutrons rapides étant traitée séparément (en Q2). Au vue des fiches soumises par les participants, il nous a semblé préférable de regrouper dans la synthèse le multirecyclage et les éléments relatifs aux réacteurs à neutrons rapides

MULTIRECYCLAGE EN RÉACTEURS À EAU LÉGÈRE OU EN RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES

Une option est de recycler le MOx utilisé dans les réacteurs actuels. Comme on recycle le combustible UO₂ utilisé, en extrayant le plutonium, puis en incorporant ce dernier à de l'uranium appauvri, on peut imaginer faire de même pour le MOx. La difficulté, on l'a vu, est que le plutonium voit sa qualité se dégrader : à mesure qu'il capture des neutrons, il se concentre en isotopes non fissiles et sa teneur en isotope fissile ²³⁹ diminue. Le plutonium contenu dans le MOx utilisé n'est ainsi pas de qualité suffisante pour être réutilisé dans les réacteurs français actuels (réacteurs à eau légère, REL) directement. Une possibilité, parmi d'autres actuellement explorées, est de mélanger ce plutonium de faible qualité à de l'uranium enrichi (au lieu de l'uranium appauvri utilisé pour le MOx). Le retraitement du combustible MOx a été expérimenté par Orano sur 70 tonnes de combustible MOx utilisé, et le plutonium extrait a été recyclé dans des réacteurs allemands. En revanche, la faisabilité à grande échelle d'un tel multirecyclage n'est pas encore démontrée.

Une deuxième option (qui est en fait historiquement la première) est d'utiliser un autre type de réacteur, les réacteurs à neutrons rapides. Ces derniers, moins exigeants sur la qualité du plutonium et de l'uranium, permettent un recyclage récurrent sans ajout d'uranium enrichi.

ÉCONOMIE DE RESSOURCES

Le multirecyclage permet en principe une économie en ressources dont l'ampleur dépend fortement du type de multirecyclage considéré.

Pour le multirecyclage dans les réacteurs actuels, l'économie de ressources naturelles resterait modérée à cause du besoin d'ajout d'uranium enrichi, et elle atteindrait au maximum +10 % par rapport au monorecyclage actuel.

Pour le multirecyclage en réacteur à neutrons rapides, la situation serait différente. Un tel réacteur consomme un mélange de plutonium et d'uranium appauvri semblable au MOx. Il peut être réglé pour produire autant de plutonium qu'il en consomme par transmutation de l'uranium ²³⁸ contenu dans l'uranium appauvri. Ainsi, un parc constitué d'une fraction suffisante de réacteurs à neutrons rapides pourrait en principe fonctionner uniquement avec le plutonium et l'uranium issus du recyclage (URT) et de l'enrichissement (uranium appauvri), consommant in fine l'intégralité de l'uranium naturel (et pas uniquement les 0,7 % d'uranium ²³⁵ fissile qu'il contient). Les réacteurs à neutrons rapides permettraient de se passer entièrement de nouvelles ressources naturelles et ainsi de supprimer l'amont du cycle (minage de l'uranium naturel, transformation, enrichissement), du moins tant qu'il resterait des stocks d'uranium appauvri (ce dernier n'étant réduit que d'un dix millième par an).

TYPES DE MATIÈRES ET DÉCHETS PRODUITS

Le multirecyclage dans les réacteurs actuels permettrait (par rapport au monorecyclage) une réduction de la quantité totale de plutonium et une diminution de la quantité de combustible utilisé entreposé, mais entraînerait une augmentation substantielle de la quantité d'actinides mineurs (+30 % par rapport au monorecyclage actuel) qui augmenterait mécaniquement la quantité de colis de déchets vitrifiés produits, du moins sur la base des spécifications actuelles.

Le multirecyclage dans des réacteurs à neutrons rapides permettrait une réduction du stock total de plutonium et d'actinides mineurs (en comparaison avec le monorecyclage et en absolu). Pour les actinides mineurs, l'ampleur de la réduction possible est cependant débattue et dépend de la mise en œuvre de leur transmutation. À cet égard, les gains associés, en termes de sûreté, de radioprotection et de gestion des déchets, n'apparaissent pas de manière évidente décisifs en regard des contraintes induites sur les installations du cycle du combustible, notamment si les quantités de plutonium et d'actinides mineurs accumulées dans les installations du cycle sont prises en compte.

10. Isotope non fissile, représentant 99,3 % de l'uranium naturel et plus de 99,7 % de l'uranium appauvri

La quantité de produits de fission générés serait inférieure à celle du cycle ouvert ou du monorecyclage.

Les déchets de haute activité ultimement produits sont dans les deux cas des colis de déchets vitrifiés, avec une réduction progressive de la quantité totale de combustible usé, ce dernier étant retraité.

ÉVOLUTION DES INVENTAIRES DE MATIÈRES POUR LE MULTIRECYCLAGE EN RÉACTEUR À NEUTRONS RAPIDES

La classification de certaines substances comme le plutonium ou l'uranium appauvri en matières (et non en déchets) repose sur leur possibilité de réutilisation future. Il est donc important de savoir quel impact aurait le multirecyclage sur l'évolution de leur inventaire. On se concentre ici sur le multirecyclage en réacteur à neutrons rapides.

En s'appuyant sur le rapport Charpin-Pellat-Dessus, on peut estimer l'évolution du stock de matières et déchets dans l'hypothèse où des réacteurs à neutrons rapides seraient introduits dans le parc à l'horizon 2040¹¹ et où l'on regarderait la situation résultante soixante-dix ans plus tard. On obtient les données suivantes :

	Plutonium et actinides mineurs	Produits de fission	MOx usé	UNE usé
2040	500 t	2 800 t	5 800 t	5 000 t
2110	420 t	4 500 t	1 000 t	5 000 t

À ces matières s'ajoute un stock d'uranium appauvri dont on ne consommerait¹² qu'1 % tous les 100 ans. Ces chiffres reposent sur des hypothèses datant de 2000, qui sont débattues, en particulier sur la capacité de ces réacteurs à transmuter les actinides mineurs, mais la controverse se situe principalement sur l'interprétation à leur donner.

On note en effet que la réduction de la quantité de matières radioactives, même soixante-dix ans après l'introduction de réacteurs à neutrons rapides, reste modeste, notamment pour le plutonium et les actinides mineurs. Le multirecyclage ne ferait pas disparaître les matières radioactives, il stabiliserait d'abord leur quantité puis les ferait seulement décroître très lentement.

Néanmoins, pendant ces soixante-dix ans, 350 TWh d'électricité par an auraient été produits, le tout en diminuant la quantité de matières radioactives entreposées. Sans multirecyclage, ces quantités auraient continué à augmenter linéairement.

Les conséquences sur le cycle du combustible et le stockage définitif de cette diminution de l'inventaire des matières doivent être approfondies.

OPÉRATIONS SUR LE PLUTONIUM ET TRANSPORT DE MATIÈRES

Le multirecyclage nécessiterait un nombre plus important d'opérations sur du combustible contenant plus de plutonium et dont l'activité neutronique est plus élevée. Réaliser ces opérations est ainsi plus difficile et nécessiterait notamment une amélioration de l'automatisation des usines de retraitement.

Le volume de combustible usé transporté à travers la France n'augmenterait pas avec le multirecyclage, sous réserve d'une optimisation de la logistique et de la localisation des réacteurs permettant le multirecyclage, mais ce combustible usé étant plus chargé en plutonium, le flux de plutonium augmenterait d'un facteur 9.

¹¹ Voir le rapport [CPD] pour les hypothèses précises considérées

¹² Il existe d'autres débouchés pour l'uranium appauvri, voir le rapport cycle 2018 du HCTISN

FAISABILITÉ ET SÛRETÉ

Il semble aujourd'hui que seule la technologie des réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium soit suffisamment mature pour permettre le multirecyclage en principe intégral du plutonium à un horizon raisonnable. D'un point de vue purement technique, la faisabilité de ces réacteurs n'est pas contestée, et des modèles de ce type fonctionnent actuellement en Russie, même si le recyclage complet du plutonium n'a pas été démontré.

La question de la sûreté de ces réacteurs est plus débattue et on mentionne ici quelques-uns des arguments discutés.

Dans un réacteur à eau légère, la chaleur des assemblages de combustible est extraite par de l'eau pressurisée, qui ralentit les neutrons de la réaction de fission (ce qui est recherché). L'utilisation de sodium liquide à la place de l'eau permet de ne pas ralentir les neutrons, ce qui, pour simplifier, les rend peu regardants sur la qualité du plutonium.

Cette différence de conception présente des avantages et des inconvénients et est au cœur des questions liées à la sûreté. Le sodium est en effet un composé chimiquement très réactif, qui peut s'enflammer au contact de l'air et exploser au contact de l'eau, ce qui peut conduire à des incidents plus ou moins graves en cas de fuite. Il y a eu par le passé deux incidents de ce type en Russie et au Japon, qui n'ont cependant eu d'impact que sur la disponibilité du réacteur et pas sur sa sûreté. L'opacité du sodium rend aussi plus difficile l'inspection en temps réel du cœur. En contrepartie, le sodium a l'avantage d'avoir une très forte inertie thermique rendant le réacteur robuste à une perte de refroidissement temporaire, d'être utilisé à basse pression, et d'être loin de son point d'ébullition en fonctionnement normal.

Les réacteurs à neutrons rapides présentent un risque dit de compaction du cœur qui leur est propre, pouvant conduire à une augmentation soudaine de réactivité. Ce risque est pris en compte à la conception, et contré par trois lignes de défenses indépendantes.

L'objectif annoncé du programme ASTRID conduit par le CEA est d'amener la sûreté des réacteurs à neutrons rapides au moins au niveau de sûreté des réacteurs à eau pressurisée qui leur seraient contemporains, afin qu'ils puissent potentiellement constituer la nouvelle génération de réacteurs dite « Gen-IV ».

COÛT ET HORIZON

De par leur conception plus complexe, pour répondre notamment aux exigences de sûreté, les réacteurs à neutrons rapides auraient un coût plus élevé que les réacteurs actuels. Ce point ne fait pas débat.

L'argument économique est ainsi un facteur important dans l'éloignement de l'horizon d'une éventuelle introduction de réacteurs à neutrons rapides. En effet, l'économie de ressources primaires ne justifie le surcoût de ces réacteurs que si l'uranium naturel vient à manquer et que son prix est élevé, ce qui n'est pas le cas aujourd'hui (même si la situation peut changer). Une réduction de la part du nucléaire dans le mix énergétique mondial ainsi que ces contraintes économiques font que le déploiement de réacteurs à neutrons rapides n'est plus envisagé avant la deuxième moitié du XXI^e siècle.



L'ENTREPOSAGE

3

Q3a > *Compte tenu de la puissance installée actuelle des réacteurs, et de la production actuelle de combustible usé, une nouvelle solution d'entreposage est-elle nécessaire et à quelle échéance ?*

Q3b > *Quels sont les mérites intrinsèques des différentes formes d'entreposage du combustible usé (à sec ou en piscine, centralisé ou sur site) ?*

Q3c > *En admettant qu'un nouvel entreposage soit nécessaire, quelle forme d'entreposage (à sec ou en piscine, centralisé ou sur site) est la plus adaptée à la situation française ?*

.....

Résumé : Quelle que soit la manière dont il est ultimement géré, le combustible usé doit être entreposé plusieurs années, le temps que sa chaleur dégagée diminue. Chaque année, du combustible usé entre et sort des piscines des centrales d'EDF et de La Hague, mais la quantité nette entreposée augmente. Il y a consensus sur le fait qu'en l'absence de nouvelles capacités d'entreposage, une saturation de ces piscines aura lieu à l'horizon 2030, même si la date précise dépend des choix de politique énergétique. De nouvelles capacités d'entreposage sont donc nécessaires. Deux technologies sont possibles pour l'entreposage, sous eau ou à sec. Ces technologies peuvent être mises en œuvre sur le site de chaque centrale ou de manière centralisée. Les deux technologies d'entreposage ont des mérites et sont utilisées à travers le monde. Le combustible MOx usé actuellement issu du monorecyclage est trop chaud pour les technologies d'entreposage à sec actuelles, et ne peut donc être entreposé qu'en piscine, en tout cas les premières années après avoir été déchargé des réacteurs. L'entreposage à sec pourrait néanmoins être envisageable avec de nouvelles technologies ou des évolutions des concepts disponibles ou, en complément de piscines, pour l'entreposage de MOx usés anciens et déjà refroidis.

.....

INTRODUCTION

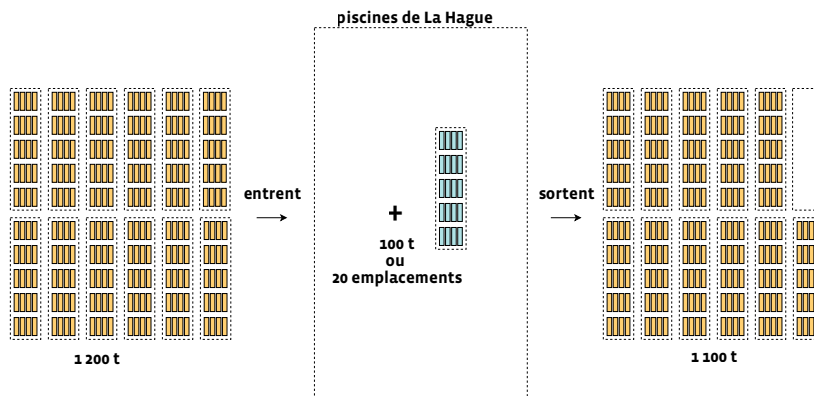
Lorsqu'il est sorti du cœur du réacteur, le combustible usé reste chauffé par sa propre radioactivité. Il doit donc être refroidi dans un premier temps dans les piscines dites "BK" attenantes au réacteur, pendant une période de un à quatre ans, durant laquelle sa radioactivité et sa puissance thermique décroissent. Une fois que la puissance thermique qu'il dégage est suffisamment basse, le combustible usé est transporté à La Hague, où il continue à refroidir en piscine en attente de traitement. Une partie est effectivement retraitée et une autre, comme le MOx et l'URE usés, reste aujourd'hui dans les piscines.

Cette étape d'entreposage du combustible usé est nécessaire quoi que l'on en fasse ultimement (retraitement ou pas, stockage ultime ou pas). La quantité de combustible usé dans les piscines "BK" attenantes au réacteur doit rester stable par rapport à la situation actuelle (ou diminuer) pour des raisons de sûreté (la cuve du réacteur devant pouvoir être déchargée à tout moment). La quantité de combustible usé entreposé dans les piscines de La Hague augmente donc mécaniquement (notamment du fait des MOx usés non retraités) en l'absence de capacités d'entreposage supplémentaires.

BESOIN D'ENTREPOSAGES

La saturation des capacités d'entreposage à l'horizon 2030 en l'absence de nouvelle solution d'entreposage fait consensus.

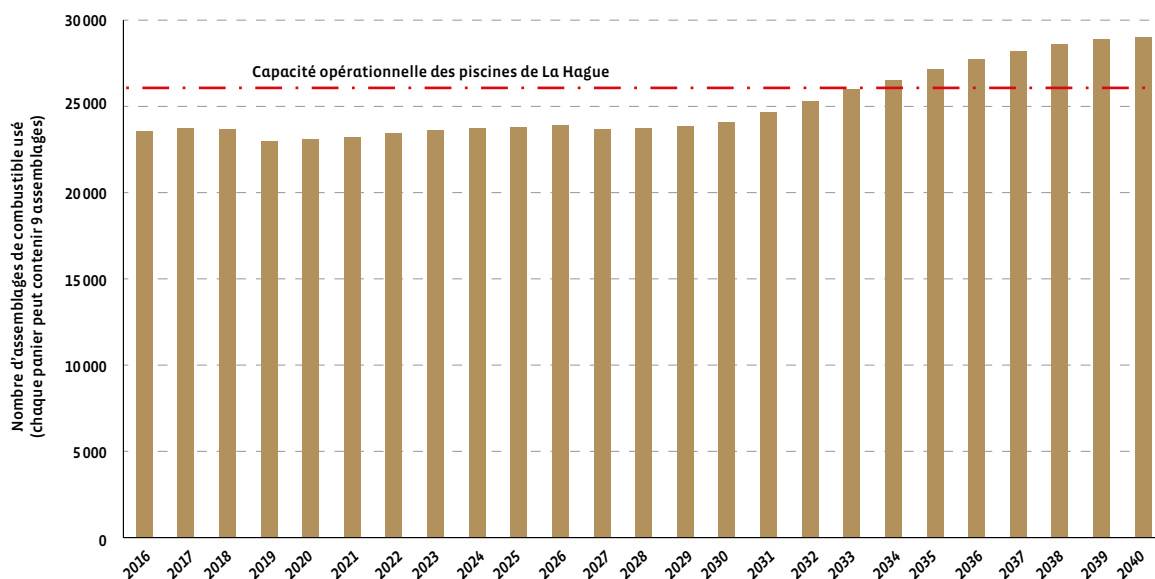
On reproduit ici les grandes lignes de l'analyse. Chaque année, 1 200 t de combustible utilisé sortent des réacteurs, 1 100 t sont retraitées, la quantité de combustible utilisé dans les piscines augmente donc de 100 t par an environ.



> Situation à l'équilibre : 1 200 t de combustible utilisé entrent dans les piscines de La Hague et 1 100 t de combustible utilisé entreposé sept ans plus tôt en sortent.

Les 100 t nettes de combustible utilisé qui s'ajoutent chaque année correspondent à environ **20 paniers d'entreposage**. Les piscines de La Hague possèdent au total 2 830 emplacements pour ces paniers, dont **210 sont libres, et 200 libérables** car contenant des déchets (et non du combustible) qui devraient être conditionnés d'ici à 2029.

Jusqu'en 2029, la libération progressive des 200 emplacements libérables devrait compenser à peu près la quantité de combustible utilisé qui s'ajoute dans l'intervalle. En 2029, les premiers réacteurs 900 MW consommant le combustible recyclé MOx pourraient être arrêtés, la consommation du MOx se réduirait donc. Pour éviter l'accumulation de plutonium séparé, il faudra réduire le rythme de retraitement du combustible utilisé, et donc moins de combustible utilisé sortira des piscines de La Hague. Selon le scénario dit SR1 de l'Andra, qui retient une durée de fonctionnement des réacteurs du parc actuel comprise entre cinquante et soixante ans, la quantité de combustible utilisé à entreposer, actuellement de 100 t/an (ou 20 emplacements) augmentera de 50 t par an et par réacteur MOxé arrêté (soit un besoin de 11 emplacements supplémentaires). Dans ce scénario, de nouvelles capacités d'entreposage sont donc nécessaires à l'horizon 2030.



> Évolution de l'occupation des piscines hors BK (source : EDF-Orano)

L'évolution de la quantité de combustible usé entreposé est fortement sensible aux variations de scénario :

- un arrêt anticipé de réacteurs de 900 MW avancerait la date de saturation,
- l'utilisation de MOx dans d'autres réacteurs (1 300 MW existant ou nouveaux réacteurs) réduirait les besoins d'entreposages, mais seulement après 2030.

Dans tous les cas cependant, l'ajout de nouvelles capacités d'entreposage semble inévitable à l'horizon 2030.

COMPARAISON DES DIFFÉRENTS TYPES D'ENTREPOSAGE

Il existe principalement deux types d'entreposage, dont les mérites respectifs sont peu disputés, et qui peuvent chacun être mis en œuvre de deux manières différentes.

L'entreposage en piscine sous eau est impératif pour les combustibles peu refroidis. Il permet de maintenir les gaines du combustible facilement observables, accessibles, et à une température plus basse favorable à leur tenue mécanique, l'eau étant un excellent conducteur thermique. La piscine offre par ailleurs une inertie importante en cas de perte du système de refroidissement et le combustible y est plus facilement accessible en cas de problème. En contrepartie, un refroidissement actif est nécessaire. Si ce refroidissement actif est interrompu de manière prolongée sans apport d'eau, les conséquences sur l'environnement et la sûreté peuvent être très importantes, avec des débits de dose élevés interdisant l'accès au voisinage de la piscine.

L'entreposage à sec est réservé aux combustibles suffisamment refroidis, du moins avec les technologies actuelles. Un tel refroidissement est obtenu après quelques années pour les combustibles UNE et URE usés, et après quelques dizaines d'années pour les combustibles MOx. L'entreposage à sec a l'avantage de ne pas nécessiter de refroidissement actif et de bien se prêter à une construction modulaire. En revanche, comme le combustible est alors conditionné dans un conteneur étanche, il est plus difficile de contrôler la qualité des gaines et on a donc moins de garanties sur leur intégrité et leur tenue à long terme. En cas d'accident grave, si le flux d'air est par exemple obstrué, les conséquences graves restent limitées au conteneur de combustible concerné.

Malgré ces différences, le même niveau de sûreté en exploitation est atteignable par conception pour l'entreposage à sec et l'entreposage sous eau.

Ces deux types d'entreposage, à sec ou en piscine, peuvent être mis en œuvre de deux manières différentes :

- 1) sur site**, avec un entreposage associé à chaque centrale
- 2) de manière centralisée**, avec un entreposage unique pour toute la France

Pour EDF, l'entreposage centralisé permet de limiter le nombre d'installations nucléaires de longue durée à construire, exploiter et déconstruire, et par conséquent diminue la quantité de déchets de démantèlement produits. Il permet de gérer plus facilement la sûreté et la sécurité tout en facilitant la gestion des impacts environnementaux.

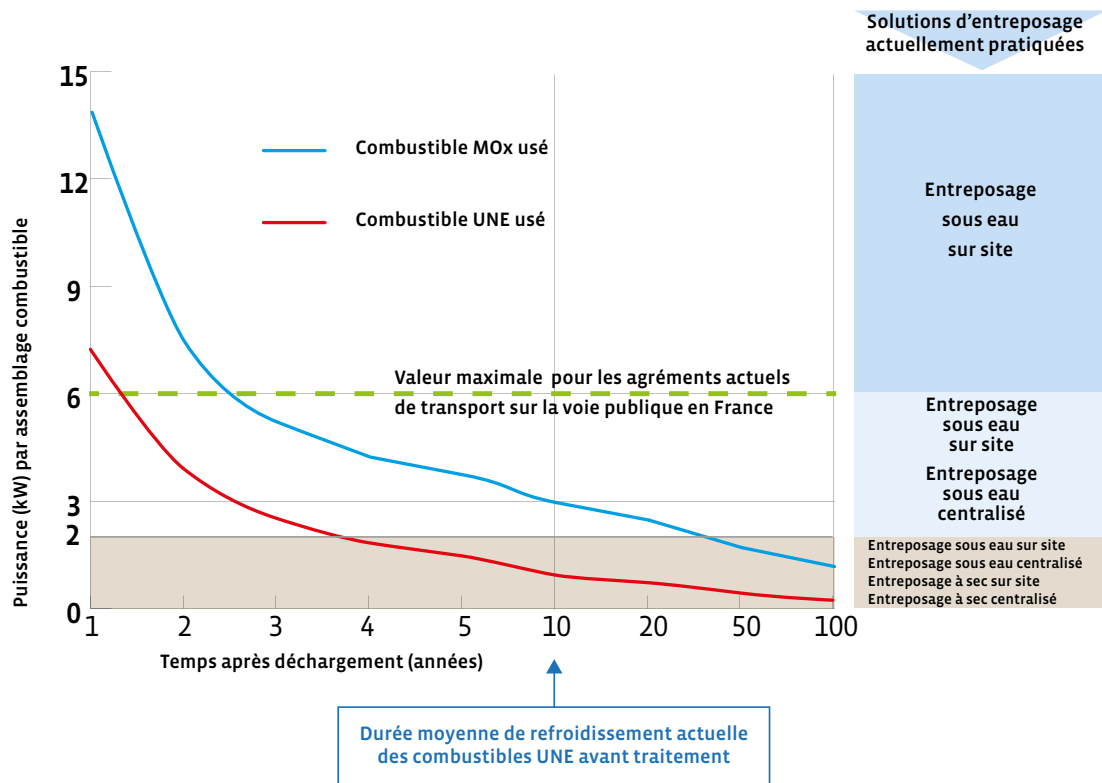
Pour FNE, l'entreposage sur site, s'il reste dans le périmètre de la centrale, possède l'avantage de ne pas demander la création d'un nouveau site nucléaire. Il permet aussi de limiter les transports de combustible usé dans le cas où il est maintenu dans le temps.

LA SITUATION FRANÇAISE

Avec les concepts d'entreposage à sec actuellement existants et maîtrisés, et en admettant que la stratégie de retraitement française soit maintenue, l'entreposage en piscine semble le plus adapté à la situation française.

En effet, les combustibles MOx utilisés actuellement produits restent chauds trop longtemps pour être transférés directement des piscines attenantes au réacteur à un entreposage à sec (qu'il soit sur site ou centralisé). Les combustibles MOx actuellement utilisés dans les réacteurs français ne pourraient être entreposés à sec, avec les concepts d'emballages actuellement disponibles, qu'après au moins trente ans de refroidissement en piscine.

Résultats de calculs de Décroissance de la Puissance Thermique (en kW par assemblage)



> Source : IRSN

L'utilisation d'un entreposage à sec pourrait éventuellement s'envisager avec de nouvelles technologies permettant d'élever la puissance thermique admissible par assemblage de combustible usé. Il pourrait aussi s'envisager en complément d'un entreposage en piscine, pour les combustibles MOx usés les plus anciens (qui ont eu le temps de refroidir, et datent d'une époque où le MOx était moins concentré en plutonium). Dans les deux cas, de nouvelles études seraient nécessaires pour en justifier la sûreté.



DÉMANTÈLEMENT DES RÉACTEURS UNGG

Q4 > *D'un point de vue purement technique, le démantèlement de réacteurs arrêtés dans certains cas depuis plus d'une décennie peut-il attendre, et si oui avec quelles mesures de sûreté?*

4

.....

Résumé: Les réacteurs à uranium naturel graphite gaz (UNGG) sont en cours de démantèlement par EDF. Le changement de technique de démantèlement du caisson réacteur, qui concentre la radioactivité restante, a conduit EDF à proposer une modification du calendrier de démantèlement. Si la légitimité du changement de technique n'est pas discutée, le décalage du démantèlement induit soulève des questions de sûreté. EDF assure que la mise en configuration sécurisée des caissons les rendra robustes aux aléas extérieurs pour toute la durée du démantèlement (plusieurs décennies), mais l'IRSN note que ceci doit faire l'objet d'analyses complémentaires. Une expertise s'appuyant sur les éléments nouveaux fournis par EDF est en cours.

.....

INTRODUCTION

Les réacteurs à uranium naturel graphite gaz (UNGG), construits dans les années 1960, aujourd'hui tous à l'arrêt et en cours de démantèlement, sont les premiers réacteurs nucléaires électrogènes français.

La difficulté du démantèlement des réacteurs UNGG, plus particulièrement du caisson de ces réacteurs, est reconnue. Les réacteurs UNGG se distinguent de ce point de vue de leurs successeurs, les réacteurs à eau pressurisée (REP). Ces derniers constituent l'intégralité du parc nucléaire français en fonctionnement, et leur démantèlement apparaît aujourd'hui faisable dans des délais maîtrisés et avec des techniques éprouvées. Par exemple, le démantèlement du réacteur à eau sous pression Chooz A d'EDF, situé dans les Ardennes, avance sans difficulté majeure. À l'inverse, il y a peu de retours d'expérience sur les réacteurs UNGG et le démantèlement des empilements de graphite qu'ils contiennent présente des difficultés techniques.

Le démantèlement des réacteurs UNGG hors caisson a commencé et se poursuivra sur les quinze prochaines années. À l'issue de ces travaux, tout aura été déconstruit à part le caisson réacteur contenant les empilements de graphite. Si les réacteurs sont vidés de leur combustible il reste malgré tout des radionucléides dans les structures et dans les empilements de graphites qui ont été activés par la réaction de fission.

STRATÉGIE D'EDF

Pour le démantèlement du caisson réacteur, EDF avait initialement envisagé une stratégie de démantèlement consistant à le remplir d'eau. Devant les difficultés rencontrées dans la mise en œuvre de cette première stratégie, EDF envisage maintenant un démantèlement sous air.

Le calendrier de démantèlement a été profondément modifié à l'occasion de ce changement de stratégie. En effet, EDF prévoit de démanteler un premier réacteur (Chinon A2) à partir de 2030 et pour une durée de trente ans, puis de démanteler les suivants en exploitant les retours d'expérience du premier démantèlement. Ainsi, le démantèlement de ces caissons réacteurs aura lieu près d'un siècle après leur mise en service.

Le choix d'EDF de proposer finalement un démantèlement sous air pour tous ses réacteurs UNGG n'est pas mis en cause. Mais la stratégie globale retenue, notamment le séquençement des démantèlements et les calendriers associés, soulève des questions de sûreté qui sont en cours d'analyse. Pour l'IRSN, le maintien dans un état sûr d'un caisson réacteur sur d'aussi longues périodes soulève de réels enjeux techniques. De plus, il convient d'examiner les implications de cette nouvelle stratégie sur la gestion des déchets de graphite.

SÛRETÉ DES RÉACTEURS UNGG À L'ARRÊT

À l'issue de la première phase de démantèlement, les caissons réacteurs doivent être mis dans une configuration sécurisée.

EDF assure que l'étanchéité des caissons est garantie en cas d'inondation, que le bon état des structures et leur résistance aux séismes sont validés par des inspections et que des activités de surveillance sont réalisées et seront maintenues jusqu'à la fin du démantèlement.

L'IRSN considère que les premiers éléments apportés par EDF ne lui permettent pas de partager pour le moment ces conclusions. En particulier, l'IRSN note que les examens de sûreté sur lesquels s'appuie EDF ont été réalisés avec l'hypothèse d'un démantèlement à moyen terme, issu de l'ancienne stratégie, et donc sont à ce stade insuffisants pour conclure. De nouveaux éléments ont été fournis par EDF, à la suite d'une demande de l'ASN. L'ensemble des éléments transmis par EDF est aujourd'hui soumis à une expertise de l'IRSN qui s'achèvera en 2019.



TFA ET SEUILS

Q5 > *L'adoption de seuils ou de nouvelles règles dérogatoires pour le recyclage, le stockage en site conventionnel ou la libération des matériaux très faiblement radioactifs issus des anciens sites nucléaires, comme l'ont fait d'autres pays d'Europe, présente-t-elle un risque sanitaire ?*

Résumé : Un seuil de libération¹³ est un niveau de radioactivité au-dessous duquel un déchet nucléaire peut être libéré, c'est-à-dire considéré comme non radioactif, et recyclable dans l'industrie conventionnelle. Sur le plan théorique, un tel seuil peut être fixé suffisamment bas pour que l'utilisation des matériaux qui le respectent ne génère pas de risque sanitaire, quelle que soit cette utilisation. La difficulté et l'enjeu majeur sont de garantir en pratique que l'activité d'un déchet donné est bien au-dessous de ce seuil, avec les techniques de mesures actuelles. Une telle garantie pose des questions de mesure plus complexes pour les matériaux non homogènes que pour les métaux qui peuvent être homogénéisés par fusion.

5

INTRODUCTION

Aujourd'hui en France, un déchet produit dans une installation nucléaire est qualifié de radioactif en fonction de son lieu de production et non de sa radioactivité (principe de zonage). Ainsi, qu'il soit radioactif ou non, un déchet provenant d'une zone produisant potentiellement des déchets nucléaires doit être géré comme tel, et stocké dans un centre de l'Andra destiné aux déchets nucléaires. Dans le reste de l'Europe, la qualification d'un déchet se fait sur la base de sa radioactivité : au-dessous d'un certain seuil de radioactivité, un déchet n'est pas considéré comme radioactif et il peut alors être valorisé, recyclé, ou mis en stockage dans des installations conventionnelles.

Le zonage apporte d'excellentes garanties du point de vue de la radioprotection, tout en étant facile à implémenter, mais conduit en contrepartie à ce qu'une quantité importante de déchets dont la radioactivité est infime ou nulle (30 à 50 % des déchets de très faible activité selon l'Andra) soit stockée dans des centres spécialisés sans possibilité de recyclage ou valorisation hors de l'industrie nucléaire. Le Cires, le centre de stockage de déchets de très faible activité, sera saturé à l'horizon 2028 dans les conditions actuelles de stockage ou à l'horizon 2038 en optimisant la conception des alvéoles de stockage, et le démantèlement du parc nucléaire actuel va produire dans les années qui viennent des quantités importantes de déchets TFA. Selon l'IRSN cité par FNE, la reconduction à l'identique des modes de gestion actuels n'est pas

¹³. Dans ce qui suit, on parle d'un seuil de libération par souci de simplification. Dans les faits, plusieurs seuils sont fixés en fonction des radionucléides.

nécessairement la solution optimale et la diversification des solutions de gestion est souhaitable dès lors qu'elle permet la minimisation et un partage équitable des risques et nuisances de toute nature induits par les modes de gestion envisageables et qu'elle favorise un usage de ressources mieux proportionné au risque réel que présentent les déchets.

Une alternative à la gestion des déchets TFA découlant d'une application stricte du zonage peut en principe prendre plusieurs formes. Il peut s'agir d'un seuil de libération, au-dessous duquel un déchet n'est plus considéré comme radioactif et peut ainsi être recyclé dans l'industrie conventionnelle, sans nécessité de garder une quelconque traçabilité. Il peut aussi s'agir d'une règle dérogatoire, permettant de stocker certains déchets très faiblement radioactifs dans des décharges conventionnelles présentant les mêmes garanties de confinement qu'un stockage de déchets nucléaires de très faible activité de l'Andra. Cette seconde option soulève naturellement moins de difficultés pour l'application d'un seuil. Il existe des solutions intermédiaires aux deux précédentes, notamment celle consistant à recycler les déchets dans le secteur nucléaire afin d'en garantir la traçabilité. C'est ce qui existe aujourd'hui en France, en particulier pour les métaux après fusion.

La possibilité de garantir une traçabilité robuste constitue dans tous les cas un sujet de débat. Une telle traçabilité est naturellement plus difficile à garantir une fois que les déchets sont dans le circuit conventionnel.

La discussion des impacts sanitaires qui suit se concentre sur la première option, c'est-à-dire celle d'un seuil de libération au-dessous duquel une traçabilité ne serait plus demandée.

PRINCIPES DU RAISONNEMENT

Le point de départ pour décider d'un seuil de radioactivité au-dessous duquel un déchet serait potentiellement libérable est de regarder la dose de radioactivité à laquelle pourrait être exposé le public dans le pire des cas envisageables. L'idée est de fixer un niveau de dose protecteur (c'est-à-dire pour lequel les conséquences sont reconnues négligeables) et de calculer la quantité de radioactivité qui conduirait dans le pire des cas possibles à atteindre ce niveau. Ce niveau est par exemple fixé par la Commission européenne à 0,01mSv/an, valeur qui est à comparer à la dose liée à la radioactivité naturelle à laquelle est exposée la population française et qui est de 200 à 300 fois supérieure (2 à 3 mSv/an). L'impact de la radioactivité sur la santé n'est pas dépendant de son origine, artificielle ou naturelle.



➤ Dose de radioactivité moyenne reçue par an et par Français en fonction de son origine (source : IRSN)

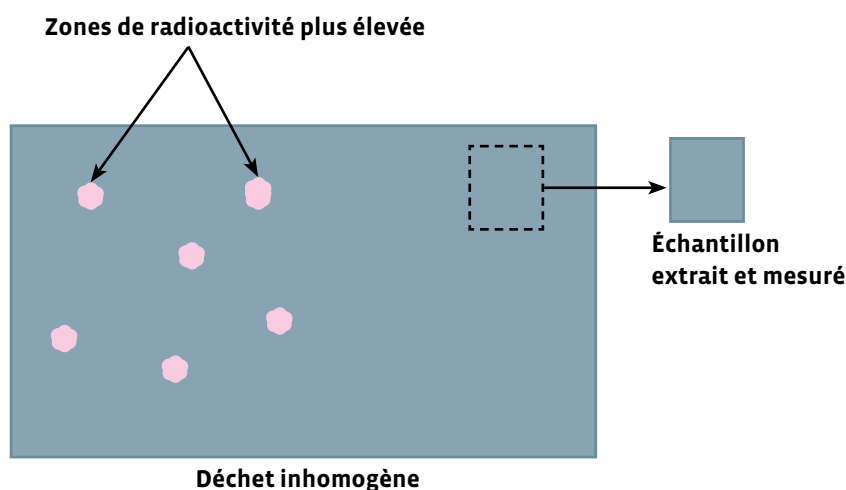
Partant de cette dose limite que l'on juge acceptable pour la santé, on remonte ensuite à une radioactivité limite pour le déchet. On regarde pour cela *l'ensemble des circonstances envisageables* de son utilisation. Par exemple, le matériau pourrait être fondu, puis réutilisé dans des objets de la vie courante et la population exposée par irradiation externe, inhalation, ingestion, etc. Prenant ensuite l'hypothèse la plus pessimiste d'exposition, on déduit une valeur seuil de radioactivité au-dessous de laquelle la libération du déchet n'aurait pas de conséquence pour la santé.

Ainsi, tant que ce seuil est respecté, et presque par définition, il n'y a pas de risque pour la santé. L'IRSN juge que sur le plan *théorique* cette démarche constitue une démonstration robuste et convaincante de la pertinence des valeurs de libération.

La difficulté *pratique*, qui constitue l'enjeu majeur de la libération, est dans la garantie que ce seuil de radioactivité admissible ne serait pas dépassé par un déchet donné.

COMMENT MESURER LA RADIOACTIVITÉ D'UN DÉCHET?

Pour garantir qu'un déchet est au-dessous d'un certain seuil de radioactivité, il faut pouvoir évaluer cette dernière précisément. Il faut pouvoir mesurer une radioactivité très faible sur de gros volumes de déchets. Typiquement, cela nécessite un échantillonnage, c'est-à-dire la mesure précise de la radioactivité sur un morceau extrait du déchet. Le déchet peut être inhomogène, contenant par exemple des parties plus radioactives que le reste, et une méthode d'échantillonnage inadaptée pourrait ne pas les identifier.

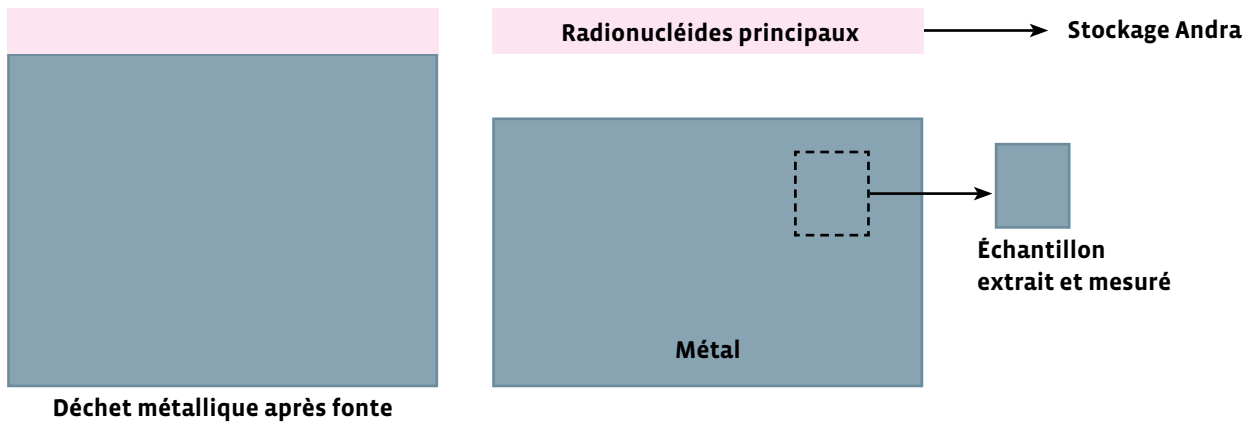


› Exemple où l'échantillonnage naïf d'un déchet inhomogène caractériserait de manière incorrecte sa radioactivité totale, en ignorant des zones de radioactivité plus élevée.

Ainsi, c'est le choix des techniques de mesure et la stratégie d'échantillonnage qui sont en pratique cruciaux pour garantir l'absence de risque sanitaire. Pour qu'une libération soit possible en principe, il faudrait donc que le producteur soit capable d'effectuer la démonstration rigoureuse que l'activité de son déchet, en intégrant les incertitudes, soit bien au-dessous du seuil.

L'EXEMPLE DU MÉTAL

Les déchets métalliques constituent un exemple où une telle démonstration paraît aujourd'hui envisageable. Le métal peut être fondu, la fusion permet d'obtenir un matériau homogène – et de ce fait plus facile à caractériser – et de récupérer l'essentiel de la radioactivité au sein des résidus de fusion. EDF réalise déjà ce type de recyclage des déchets métalliques de très faible activité dans sa filiale suédoise Cyclife, sous le contrôle de l'autorité de sûreté suédoise: la radioactivité du métal est contrôlée à 4 étapes du processus de fabrication et les lingots résultant sont libérés pour valorisation dans l'industrie classique. Le démantèlement de l'usine d'enrichissement Georges-Besse va générer 130 000 tonnes d'acier très faiblement contaminé qui pourraient techniquement être recyclées par Orano d'une manière analogue.



► Exemple de déchet métallique, homogène après fonte et séparation, où il apparaît plus simple d'estimer la radioactivité moyenne de l'ensemble par échantillonnage.



CIGÉO, STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND

Q6a > Depuis les débats précédents, y a-t-il des éléments techniques nouveaux qui nécessiteraient un nouvel examen de la faisabilité du stockage géologique profond ?

Q6b > Le projet Cigéo est-il suffisamment modulaire pour s'adapter à un éventuel changement de la politique de retraitement (avec, par exemple, un stockage direct du combustible usé) ? Si non, quelles modifications introduire ?

.....

Résumé : Le projet de stockage géologique profond Cigéo est depuis 2006 la solution officiellement de référence pour la gestion des déchets ultimes de moyenne et haute activité à vie longue. L'Andra a remis en 2016 un dossier d'option de sûreté (DOS) présentant les choix de sûreté guidant la conception du projet. Ce dossier a été instruit par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et évalué par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Ces deux évaluations jugent l'avancement du projet normal à ce stade, mais ont identifié des questions que l'ASN a demandé à l'Andra de prendre en compte avant de faire sa demande d'autorisation de création (DAC). Cigéo est conçu pour stocker les déchets vitrifiés issus du retraitement mais devra aussi être adaptable pour stocker directement le combustible usé si la stratégie de retraitement ou les hypothèses de renouvellement du parc de réacteurs venaient à évoluer. Si, pour l'Andra, la conception modulaire du projet rend une telle adaptation techniquement possible, plusieurs points restent controversés ou à préciser, dans l'attente du dossier d'autorisation de création.

.....

6

INTRODUCTION

Pour gérer les déchets nucléaires ultimes de haute et moyenne activité à vie longue, 3 options ont été considérées depuis 1991 :

- 1) la séparation et transmutation des éléments à vie longue** – séparation des différents atomes radioactifs des déchets suivie d'une exposition à un flux de neutrons (ou toute autre méthode similaire) entraînant la modification de leur structure nucléaire (transmutation) et la formation d'atomes stables (non radioactifs), éventuellement après une rapide suite de désintégrations ;
- 2) le conditionnement et l'entreposage de longue durée** – entreposage des déchets radioactifs en surface ou en subsurface, en gardant un contrôle humain permanent ;
- 3) le stockage en couche géologique profonde** – stockage de manière définitive (incluant obligatoirement une période de réversibilité depuis la loi de 2006) de déchets dans une couche géologique stable, sans nécessité d'un contrôle humain actif après fermeture.

En 2006, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) a conclu que la faisabilité industrielle de la séparation transmutation n'était pas acquise, que l'entreposage de longue durée n'était pas une solution définitive, et que la seule solution pour les déchets de haute et moyenne activité à vie longue apparaissait être le stockage géologique profond. Le Parlement a suivi l'avis de l'ASN en faisant du stockage géologique profond la solution dite de référence.

On se concentre ici sur la faisabilité technique et la modularité du stockage géologique profond, pas sur sa pertinence par rapport aux alternatives envisagées notamment lors de la loi de 1991 et jusqu'à la loi de 2006 (séparation-transmutation et entreposage de longue durée, dont les aspects techniques sont discutés dans une fiche dédiée).

DOSSIER D'OPTIONS DE SÛRETÉ ET SES ÉVALUATIONS

L'Andra, chargée de la conception de Cigéo (projet de stockage géologique profond), a poursuivi ses recherches, et a remis en 2016 un dossier d'options de sûreté (DOS) à l'ASN, présentant les choix de conception du projet et les éléments de sûreté associés. Un tel dossier n'est pas une obligation légale, mais il a pour objectif de préparer la demande d'autorisation de création (DAC) que l'Andra envisage de déposer en 2019.

Le dossier d'options de sûreté de Cigéo a été soumis à deux évaluations, la première par un groupe d'experts internationaux (ERI: Revue internationale par les pairs) coordonné par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et la seconde par les experts de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Le DOS et ces deux évaluations constituent les principaux éléments nouveaux qui permettent de juger de la faisabilité technique de Cigéo depuis les précédents débats.

Examen par l'IRSN

L'IRSN a conclu de son examen du DOS que le projet Cigéo avait atteint une maturité technique satisfaisante à ce stade. L'IRSN a néanmoins identifié 4 points importants qui, sans remettre en cause la faisabilité technique du projet, devront être pris en compte dans la perspective de la demande d'autorisation de création :

- 1)** l'optimisation de l'architecture d'ensemble du stockage dans l'objectif de limiter les transferts de radioactivité vers l'environnement après fermeture ;
- 2)** la surveillance des paramètres clés de la sûreté, qui est un élément essentiel pour la sûreté en exploitation mais aussi pour vérifier que le stockage évolue comme attendu jusqu'au moment de sa fermeture, sur lequel le DOS fournissait peu d'informations ;
- 3)** l'intégration dans la conception de Cigéo des conditions d'intervention et de réhabilitation de l'installation en cas d'accident ;
- 4)** la maîtrise des risques liés à un incendie dans une alvéole contenant des fûts d'enrobés bitumineux (déchets de moyenne activité à vie longue enrobés dans du bitume potentiellement inflammable).

Pour l'IRSN, ce dernier point est celui qui pourrait conduire aux modifications les plus importantes du projet. Il conduit en effet à envisager deux solutions : soit ces fûts bitumineux seront traités pour en neutraliser la réactivité chimique, soit la conception des alvéoles devra être modifiée afin de garantir que les fûts restent à une température inférieure à 100 °C et qu'un incendie ne pourrait se propager d'un fût à l'autre.

Plus généralement, l'IRSN estime que les objectifs assignés à l'Andra sont atteignables même s'il ne préjuge pas du délai qui sera nécessaire pour les atteindre.

Examen par le groupe d'experts coordonné par l'AIEA

Pour les experts réunis par l'AIEA, le dossier d'options de sûreté donne une assurance raisonnable quant à la robustesse du stockage, et la méthodologie de l'Andra pour l'évaluation de la sûreté de l'exploitation est complète et systématique. Cependant, comme l'IRSN, l'AIEA a identifié des domaines à approfondir, notamment :

- 1) la surveillance, y compris pour garantir la sécurité de l'installation ;
- 2) la conservation des données et informations importantes pour la sûreté pour les générations suivantes ;
- 3) la poursuite du dialogue avec les producteurs de déchets pour optimiser leur gestion avant et pendant le stockage ;
- 4) la considération de la présence hypothétique de failles dans l'argile permettant l'écoulement d'eau ;
- 5) la justification des raisons pour lesquelles n'est pas incluse dans le scénario d'évolution normale la possible défaillance d'un conteneur de déchets.

Selon Global Chance, la capacité à récupérer un tel conteneur de déchets défaillant est nécessaire pour garantir la réversibilité effective d'un stockage géologique profond.

L'Andra a pris l'engagement de répondre à tous les points soulevés par ces deux expertises.

COUCHE GÉOLOGIQUE DE CONFINEMENT

Les propriétés du Callovo-Oxfordien (COx), la couche géologique dans laquelle seraient stockés les colis de déchets, ont été discutées durant la clarification des controverses techniques.

Le point principal concerne l'impact du creusement des ouvrages sur l'étanchéité de la roche. Même si la roche possède initialement d'excellentes propriétés de confinement (une bonne étanchéité), le creusement de la partie souterraine de l'installation conduit à l'endommager, ce qui la rend plus perméable. De plus, lorsque les ouvrages d'accès sont ultimement bouchés (scellés), l'existence de fissures dues à un endommagement pourrait permettre à la radioactivité de contourner les scellements. Le fait que le COx, et en particulier dans sa partie la plus argileuse, s'endommage lorsqu'il est creusé, ne fait pas débat. Selon l'Andra, la zone endommagée est néanmoins bien caractérisée, peu influencée par la méthode de creusement, d'extension maximale de l'ordre du diamètre de l'ouvrage, et s'auto-colmate avec le temps (des minéraux de la roche gonflent au contact de l'eau, contribuant ainsi à la fermeture des fractures). Par ailleurs, selon l'IRSN, ce phénomène de fissuration ne constitue pas un problème rédhibitoire dans la mesure où il est correctement pris en compte. Un scénario d'évolution altérée pris en compte par l'Andra permet d'évaluer les relâchements de radionucléides dans l'hypothèse où tous les scellements sont défaillants et en l'absence de colmatage des fissures. Les résultats de ces évaluations ne conduisent pas, selon l'IRSN, à une remise en cause du projet Cigéo. Ces résultats devront néanmoins être réactualisés pour la demande d'autorisation de création avec les concepts qui auront été finalement retenus.

D'autres points, relatifs notamment à l'homogénéité du COx, la teneur en calcium de l'argile, les possibles écoulements d'eau, la présence d'hydrogène issu des colis sont discutés plus en détail dans les fiches.

MODULARITÉ

Avec la politique actuelle de retraitement, les déchets ultimes de haute activité à stocker à Cigéo sont principalement des déchets vitrifiés (CSD-V, colis standards de déchets vitrifiés). Cependant, si cette politique était modifiée et le retraitement interrompu, une partie des combustibles usés déchargés du parc électronucléaire serait elle aussi à stocker.

La construction modulaire de Cigéo le permet en principe. Les ouvrages seraient creusés petit à petit, en fonction des besoins. Dans tous les cas, la prise en charge des combustibles usés n'interviendrait pas avant 2080 (les déchets de moyenne activité à vie longue étant stockés en premier), et les galeries correspondantes pourraient être creusées de manière adaptée d'ici là. Selon l'Andra, il n'y a pas d'obstacle technique au stockage du combustible usé.

S'il n'y a pas d'objection en principe, l'IRSN rappelle que les éléments de faisabilité de l'adaptation du stockage aux combustibles usés restent attendus pour la demande d'autorisation de création. En particulier, les dimensions des ouvrages nécessaires pour permettre la manutention des colis de combustibles usés appellent des études géotechniques complémentaires. C'est un point que l'Andra s'est engagé à fournir dans sa demande d'autorisation de création.

PHASE PILOTE

L'Andra a prévu de faire précéder la phase d'exploitation du projet Cigéo d'une phase industrielle pilote d'une dizaine d'années permettant de tester le bon fonctionnement du projet dans des conditions réelles. La question de la durée nécessaire pour que cette phase pilote soit profitable est débattue.



ALTERNATIVES AU STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND

Q7a > Depuis les derniers débats publics (2005 et 2013), y a-t-il eu des éléments techniques nouveaux relatifs à l'option d'entreposage pérenne en sub-surface des déchets à haute ou moyenne activité et vie longue ?

Q7b > Depuis les derniers débats publics (2005 et 2013), y a-t-il eu des éléments nouveaux relatifs aux recherches sur la séparation et la transmutation, de nature à influencer sur les options de gestion des déchets à haute ou moyenne activité et vie longue ?

Résumé : En 2006, le stockage géologique a été choisi par le Parlement comme solution de référence pour la gestion des déchets de haute et moyenne activité à vie longue. L'entreposage de longue durée et la séparation-transmutation, qui constituaient jusqu'alors les deux volets d'une alternative au stockage, ont continué à être étudiés, mais principalement comme compléments à un stockage. Les arguments motivant la décision de 2006 n'étaient pas principalement liés à d'éventuelles difficultés techniques de l'entreposage. Les améliorations récentes obtenues grâce à la recherche sur ce sujet n'ont ainsi pas significativement changé la donne. Les fortes incertitudes liées à la séparation-transmutation avaient en revanche une place importante dans la décision de 2006. La recherche récente, malgré des progrès incontestables, a confirmé la difficulté d'une stratégie de transmutation lourde, et ce même avec un objectif plus modeste de réduction de l'emprise du stockage et non de substitution. Diverses solutions de transmutation, reposant sur de nouveaux types de réacteurs, continuent d'être explorées, mais sans perspective d'application industrielle à court ou moyen terme.

ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE

Définition

L'entreposage est, par définition, une solution temporaire de gestion des déchets, par contraste avec le stockage qui est une solution définitive.

L'entreposage peut avoir deux objectifs différents :

- 1) permettre d'attendre, pour une durée au moins approximativement connue, pendant le développement d'une autre solution de gestion identifiée ;
- 2) permettre d'attendre, pour une durée indéterminée, pendant que de nouvelles solutions de gestion sont explorées par la recherche.

Aujourd'hui, les déchets radioactifs de moyenne et haute activité sont entreposés à sec en surface, principalement sur les sites de La Hague et Marcoule. Selon le scénario officiel, ces déchets ont vocation à être ensuite stockés de manière définitive en couche géologique profonde à Bure sur le site de Cigéo. Il s'agit donc, dans cette hypothèse, d'un entreposage du premier type.

Les partisans d'une alternative au stockage géologique profond, comme FNE ou Global Chance, s'intéressent à un entreposage qu'ils nomment « pérennisé », qui permettrait d'attendre une durée indéterminée pendant que des solutions alternatives de gestion, notamment la séparation-transmutation, seraient explorées. En pratique, un entreposage ne peut être envisagé que sur une durée finie, et les partisans de cette solution défendent en général une durée de trois cents ans, par contraste avec les entreposages actuels dont la durée de vie est typiquement de l'ordre de cent ans¹⁴. Enfin, par contraste avec un stockage géologique à 500 m de profondeur, ou avec un entreposage du premier type de plus courte durée en surface, ce type d'entreposage pourrait selon ses partisans se faire en sub-surface (c'est-à-dire à faible profondeur ou à flanc de colline).

Bilan des recherches avant 2005

À la suite de la loi Bataille de 1991 et jusqu'en 2005, le CEA a exploré l'entreposage de longue durée comme solution de gestion des déchets radioactifs de moyenne et haute activité. En 2006, le Parlement a suivi l'avis de l'ASN en faisant du stockage géologique profond la solution dite de référence, reléguant ainsi l'entreposage au rôle de complément. L'objectif n'est pas ici de discuter de la pertinence de ce choix, mais de résumer l'état des connaissances acquises sur la faisabilité d'un entreposage de longue durée (sans comparer ses mérites à ceux d'un stockage).

Il existe a priori deux possibilités pour obtenir un entreposage de trois cents ans :

- 1) utiliser les concepts d'entreposage existant et facilement reproductibles, d'une durée de vie de cent ans, et les renouveler au moins 2 fois;
- 2) utiliser de nouveaux concepts dont on pourrait démontrer qu'ils sont capables de résister trois cents ans sans renouvellement.

Dans le premier cas, il n'y a naturellement pas de difficulté technique majeure. Dans le second, les conséquences à tirer des recherches du CEA de 1991 à 2005 sont plus débattues. Pour Orano, ces recherches démontrent que l'on saurait sur le plan technique construire de telles installations conçues dès le départ pour trois cents ans, sans renouvellement nécessaire. Pour l'Andra, qui s'appuie sur l'avis de 2006 de la commission nationale d'évaluation, une telle faisabilité n'est pas démontrée et un renouvellement périodique des installations resterait nécessaire.

Éléments nouveaux

Depuis 2005, la recherche sur l'entreposage a été transférée du CEA à l'Andra et réorientée vers l'amélioration des concepts d'entreposage de plus courte durée, en complément du stockage géologique profond. Entre 2007 et 2012 l'Andra a ainsi conduit des recherches visant à améliorer les concepts d'entreposage. Ces recherches ont eu notamment pour objectif l'augmentation de la puissance thermique admissible des colis de déchets, l'optimisation de la manutention, l'amélioration de l'articulation avec le transport, et une étude de moyens de surveillance du vieillissement. Pour ce type d'entreposage, il n'est pas ressorti des études de l'Andra un avantage déterminant de l'option en sub-surface par rapport à une option plus standard en surface ou semi-enterrée (partie basse de l'installation sous le niveau du sol).

En parallèle, Orano, qui gère aujourd'hui la majeure partie des entreposages de déchets de haute et moyenne activité français, a fait évoluer les concepts existant. Ces évolutions conduisent à disposer d'entreposages conçus pour un objectif de durée de vie qui est passé de soixante-quinze à cent ans.

SÉPARATION-TRANSMUTATION

Introduction

Les déchets radioactifs de haute activité et à vie longue viennent principalement du combustible usé (éventuellement après traitement). Il s'agit :

- 1) **des produits de fission à vie courte et à vie longue.** Les premiers dominent la radioactivité les premières dizaines d'années. D'une demi-vie moyenne d'environ trente ans, il faut environ trois cents ans pour diviser leur radioactivité par 1000. Les seconds, peu radiotoxiques mais mobiles, ont une influence sur les rejets de long terme d'un stockage en fonctionnement normal;

¹⁴. En pratique, la durée de vie des entreposages n'est pas déterminée au départ, et la décision de poursuivre leur exploitation est réévaluée tous les dix ans, la durée de cent ans est indicative.

- 2) **des actinides mineurs**, principalement l'americium, le neptunium, et le curium. L'americium 241, d'une demi-vie de cinq cents ans, est le contributeur principal à la radiotoxicité pour les durées intermédiaires;
- 3) **du plutonium**, qui est le contributeur principal à la radiotoxicité de plus long terme. Son isotope 239 a une demi-vie de 24 000 ans, et il faut attendre un minimum de 240 000 ans avant que sa radioactivité ne soit divisée par 1 000.

L'objectif de la transmutation est de transformer ces éléments à vie plus ou moins longue en des éléments stables (non radioactifs) ou à durée de vie très courte. Il s'agit d'une solution a priori élégante au problème des déchets, et qui a, pour cette raison, motivé des efforts de recherche extrêmement importants, en France et à l'étranger.

La transmutation peut a priori concerner les trois types d'éléments précédemment mentionnés.

Le plutonium est celui que l'on considère en premier, car il est recyclable pour produire de l'énergie et domine la radiotoxicité à très long terme. Aujourd'hui en France, le plutonium est extrait des combustibles usés UOx, puis réutilisé en réacteur, ce qui en consomme une partie (environ 25 %, voir fiche 1a), c'est le monorecyclage. Une transmutation totale du plutonium, quelles qu'en soient les modalités (par exemple un multirecyclage intégral en réacteur à neutrons rapides, voir fiche 2), serait nécessaire si l'objectif était de se passer à terme d'un stockage. Quand la transmutation a pour objectif de se substituer au stockage, on discute en général la transmutation des autres éléments sous l'hypothèse que le cas du plutonium est réglé (qu'il est transmuté), et que les déchets de haute activité ne sont constitués que de produits de fission et actinides mineurs.

S'il n'est pas physiquement impossible de transmuter les produits de fission, les voies technologiques les plus avancées ne permettent que de transmuter des quantités infinitésimales. La durée de vie plus courte des produits de fission les plus radioactifs laisse cependant la possibilité d'attendre leur décroissance naturelle. La transmutation est ainsi considérée principalement pour les actinides mineurs, et le terme utilisé seul se réfère en général implicitement uniquement à ce type de radionucléides.

Aujourd'hui, actinides mineurs et produits de fission sont séparés du combustible usé et vitrifiés ensemble. Pour mettre en œuvre la transmutation des actinides mineurs, il faut une étape supplémentaire de séparation, avant la vitrification, permettant de les isoler. Une fois extraits, leur transmutation peut en principe s'effectuer par fission (comme pour le plutonium), dans différents types de réacteurs existant ou futurs.

Bilan des recherches avant 2005

Depuis 1991, la séparation-transmutation des actinides mineurs a fait l'objet de recherches importantes, notamment par le CEA, et dont on présente les leçons principales ici.

Différents concepts de séparation poussée ont été étudiés en laboratoire et fonctionnent. La possibilité de les industrialiser n'est en revanche pas acquise, et leur impact très négatif sur la complexification du cycle du combustible reste à évaluer.

Dans l'état actuel des connaissances les réacteurs à neutrons rapides (RNR) semblent les plus adaptés pour transmuter les actinides mineurs une fois séparés. Les réacteurs à eau légère actuels, s'ils peuvent consommer certains actinides, en produisent en parallèle d'autres qui sont trop pénalisants. De surcroît, le recyclage (partiel) du plutonium dans les réacteurs actuels produit lui-même une quantité plus importante d'actinides mineurs. Enfin, pour le CEA, les réacteurs pilotés par accélérateurs que l'on discute plus bas, qui sont une alternative en principe envisageable aux RNR, ont une maturité industrielle trop faible à ce stade.

Deux difficultés importantes s'opposent à une stratégie de séparation-transmutation de grande échelle. La première concerne les déchets déjà produits : dans l'état actuel des connaissances, il semble difficilement envisageable de récupérer les actinides contenus dans les déchets déjà vitrifiés. La seconde concerne l'inventaire de déchets en fin de vie du parc, qu'il semble difficile de résorber complètement.

Éléments nouveaux

Depuis 2005, en raison des difficultés précédemment mentionnées et du choix par le Parlement du stockage géologique comme solution de référence, les ambitions de la transmutation se sont de fait réduites. La recherche s'est concentrée sur les capacités de la transmutation à servir de complément, et non de substitution, à un stockage géologique ou à servir de solution pour les déchets d'un parc futur. Dans ce contexte, de nouveaux éléments ont été obtenus, qui confirment la difficulté d'une stratégie de transmutation de grande échelle.

En 2012, la transmutation du curium a été jugée trop dangereuse en comparaison des gains espérés. Les efforts se sont concentrés sur l'americium qui dégage une chaleur importante et dont l'élimination permettrait de réduire l'emprise d'un stockage. Pour ce dernier, le CEA a développé un nouveau procédé de séparation et proposé différentes méthodes de transmutation en réacteur à neutrons rapides.

Le CEA a étudié l'impact d'une introduction progressive de réacteurs à neutrons rapides dans le parc français actuellement constitué de réacteurs à eau légère. Il ressort de ces études que la transmutation des actinides mineurs ne pourrait être mise en œuvre de manière efficace qu'une fois les réacteurs à neutrons rapides devenus majoritaires.

À la suite de ces recherches du CEA jusqu'en 2010, l'IRSN a émis en 2012 un avis¹⁵ sur la transmutation. L'Institut y a conclu que les gains espérés de la transmutation des actinides mineurs n'étaient pas décisifs au vu des contraintes induites. Il a observé en particulier qu'une stratégie de transmutation impose de multiplier par un facteur de 5 à 10 la quantité d'actinides mineurs manipulée dans le cycle (même si leur quantité diminue dans les déchets), induisant des contraintes importantes de sûreté et de radioprotection. Par ailleurs, l'Institut a noté que si la transmutation des actinides mineurs permettrait de réduire l'emprise d'un stockage, elle ne réduirait que peu son impact radiologique : les actinides mineurs, tout comme le plutonium, ont certes une radiotoxicité à long terme plus importante que celle des produits de fission, mais une aptitude bien moindre à migrer dans l'argile, et ainsi se répandre dans l'environnement.

Possibilités à plus long terme

Il existe d'autres voies plus spéculatives que les RNR, qui pourraient être envisagées à un horizon plus long pour transmuter les actinides mineurs. Dans la plupart des cas, ces méthodes exploiteraient un réacteur à sels fondus dans lequel seraient placés les actinides en configuration sous-critique, c'est-à-dire sans risque d'emballement de la réaction de fission. La transmutation des actinides serait ensuite induite et entretenue grâce à une source de neutrons externe. Les propositions diffèrent sur la nature de cette source.

Il pourrait s'agir d'un accélérateur de particules linéaire de forte puissance. Proposée par le prix Nobel Carlo Rubia dans les années 1990, cette voie est notamment explorée en France par l'Institut de physique nucléaire d'Orsay. Le projet Myrrha a pour objectif d'en construire un démonstrateur en Belgique. La construction de l'accélérateur a débuté, et le réacteur lui-même devrait voir le jour en 2025.

Une autre source de neutrons pourrait être une fusion nucléaire deuterium-tritium auto-entretenu. De nouveaux éléments sur cette voie pourraient arriver à l'horizon 2035, lorsque le tokamak ITER permettra effectivement de maintenir une telle fusion.

Très récemment, diverses alternatives utilisant les lasers ont été discutées, notamment par le prix Nobel français Gérard Mourou. Les lasers peuvent être utilisés de deux manières : pour induire une fusion nucléaire deuterium-tritium, qui sert ensuite de source de neutrons pour un réacteur sous-critique, ou pour induire directement la transmutation d'un élément par photo-fission. Dans le premier cas, l'idée intéresse les chercheurs mais sa supériorité par rapport à un accélérateur linéaire n'est pas encore démontrée. Dans le second cas, les quantités transmutes restent aujourd'hui infinitésimales pour une consommation d'énergie élevée.

En l'état actuel des connaissances, il n'y a ainsi pas de solution de séparation-transmutation qui serait adaptée à tous les radionucléides à vie longue et industrialisable dans un futur proche. Ce point semble faire consensus. Le point qui reste ouvert, et auquel le présent exercice ne peut prétendre répondre, est de savoir comment la situation pourrait évoluer à un horizon plus long, de l'ordre de trois cents ans, correspondant à la durée proposée par certains pour un entreposage temporaire.

15. Avis IRSN n° 2012-00363 du 3 août 2012 -- <https://www.irsn.fr/FR/expertise/avis/2012/Pages/Avis-IRSN-2012-00363-PNGMRD.aspx>
voir aussi la fiche pédagogique https://www.irsn.fr/dechets/cigeo/Documents/Fiches-thematiques/IRSN_Debat-Public-Cigeo_Fiche-Transmutation.pdf

DÉBAT PUBLIC PLAN NATIONAL
DE GESTION DES MATIÈRES
ET DES DÉCHETS
RADIOACTIFS

5^e édition
2019-2021



CLARIFICATION DES CONTROVERSES TECHNIQUES

Annexe

CLARIFICATION DES CONTROVERSES

Contributions reçues


Déposant	Cycle du combustible								Démantèlement	TFA	Cigéo		Alternatives à Cigéo			
	Traitement-recyclage		RNR			Entreposage combustible utilisé					4 Peut-on attendre?	5 Risques sanitaires, si nouvelles règles?	6a Éléments nouveaux depuis 2006-2013?	6b Modularité?	7a Entreposage	7b Transmutation
	1a Monorecyclage	1b Multirecyclage	2a Seule voie pour multirecyclage?	2b Déploiement et sûreté?	2c Coût et échéance?	3a Nécessité de capacité nouvelle?	3b Avantages et inconvénients, dans l'absolu?	3c Dans la situation actuelle française?								
ANDRA											X	X	X			
cadre 2													GC			
cadre 3																
CEA	X	X	X	X												
cadre 2	IRSN															
cadre 3																
CLI Cruas										X						
cadre 2																
cadre 3																
EDF	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X	X	X		
cadre 2	IRSN					IRSN			IRSN		IRSN	IRSN				
cadre 3	EDF					EDF, Orano										
FNE	X			X			X		X	X	X		X	X		
cadre 2	IRSN, EDF, Orano			EDF			EDF, Orano		EDF	ANDRA, EDF, Orano	ANDRA, EDF, IRSN	EDF	EDF			
cadre 3																
Global Chance	X	X		X			X		X		X		X	X		
cadre 2	IRSN, EDF, Orano	EDF, Orano		EDF			IRSN, EDF		EDF		ANDRA, EDF					
cadre 3	GC															
IRSN							X			X	X					
cadre 2							Global Chance									
cadre 3																
ORANO	X	X				X				X			X			
cadre 2	IRSN															
cadre 3	Orano															
WISE	X	X														
cadre 2	IRSN, EDF, Orano	EDF, Orano														
cadre 3																

DÉBAT PUBLIC
sur le Plan national de gestion
des matières et déchets radioactifs
(PNGMDR)

Siège de la commission particulière du débat public
3, boulevard de la Tour-Maubourg 75007 Paris - France
Tél. +33 (0)1 53 59 53 60
pngmdr@debat-cndp.fr

 pngmdr.debatpublic.fr

 [DebatPNGMDR](https://www.facebook.com/DebatPNGMDR)

 [@debatPNGMDR](https://twitter.com/debatPNGMDR)