

**Comité d'expertise et de dialogue sur les alternatives au stockage en couche géologique profonde**

# Rapport final

## Résumé

La 5<sup>ème</sup> édition du Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) inscrit la gestion des déchets de haute activité (HA) et de moyenne activité à vie longue (MA-VL) dans un double principe : poursuivre la mise en œuvre du projet Cigéo<sup>1</sup> tout en tirant parti du temps long de son déploiement pour développer une dynamique de recherche sur les options de gestion alternatives ou complémentaires. Une instance dédiée a été mise en place, conformément à l'action HAMAVL.7 du PNGMDR : le Comité d'expertise et de dialogue sur les alternatives au stockage en couche géologique profonde (CEDA). Ce comité a pour objectifs principaux d'échanger et débattre sur les travaux scientifiques produits, de faire des propositions sur les orientations des recherches à conduire et d'informer le public de l'état d'avancement des recherches autour des options de gestion alternatives ou complémentaires au stockage en couche géologique profonde. Ce document constitue le rapport final du comité.

Un premier panorama international des recherches sur les solutions alternatives au stockage en couche géologique profonde des déchets HA et MA-VL a été réalisé en 2019 par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), désormais Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR)<sup>2</sup>. Six grandes familles de solutions alternatives avaient été historiquement considérées mais seules trois d'entre elles paraissaient réalistes : le stockage en forage de type pétrolier (« *deep borehole disposal* »), la séparation / transmutation et enfin l'entreposage de longue durée (ELD) renouvelé, ce dernier ayant été écarté par la plupart des pays dont la France en 2006.

Après avoir défini ce qu'est un stockage de déchets radioactifs et les caractéristiques de ce que pourraient être des solutions alternatives ou complémentaires, ce rapport dresse un panorama des options pour le stockage des déchets radioactifs dans le monde. Il rappelle aussi le contexte et les divers processus décisionnels qui ont conduit la France à opter pour le stockage en couche géologique profonde comme solution de référence, et préparer le projet Cigéo, avant de considérer les voies pour d'éventuelles solutions alternatives ou complémentaires.

Le comité considère qu'il n'y a pas actuellement de piste pour une *solution alternative* au stockage en couche géologique profonde. Au vu des connaissances actuelles, il n'est pas aujourd'hui possible de s'affranchir du stockage en couche géologique profonde, *a minima* pour la gestion des déchets HA et MA-VL déjà produits.

Les pistes de recherche actuelles pourraient toutefois ouvrir la voie à des *modes de gestion complémentaires*. C'est le cas des travaux de recherche et développement sur la transmutation, par exemple dans les réacteurs à sels fondus (RSF) brûleurs d'actinides, mais également des travaux visant le développement de conditionnements alternatifs ou le recyclage de certaines matières radioactives. Ces travaux ont un dénominateur commun : la séparation des matières radioactives. Sans technique de séparation performante, opérée de façon sûre au stade industriel, ces pistes seraient inopérantes.

Toute approche permettant la réduction des volumes de déchets radioactifs à stocker et l'éventuel réemploi de matières radioactives doit être étudiée en vue d'une mise en œuvre possible. Il convient, cependant, de garder une vision systémique comprenant l'impact sur les déchets radioactifs produits, les installations, la radioprotection des travailleurs, le transport des matières et déchets radioactifs ainsi que les coûts, tout en considérant le temps nécessaire pour élaborer une telle approche et les engagements parfois sur le long terme qu'elle implique.

Enfin, le stockage en forage profond est une solution potentielle intéressante pour des pays ayant un inventaire de déchets radioactifs en faible quantité. Toutefois, ce concept ne peut pas raisonnablement être élargi à un inventaire de déchets HA et MA-VL comparable à celui de notre pays. Le niveau de maturité de ce concept, pour une application à la gestion de déchets radioactifs et avec les contraintes de sûreté que cela implique, est faible et sa progression s'opère aux niveaux européen et international où la France maintient une veille.

<sup>1</sup> Centre industriel de stockage géologique.

<sup>2</sup> L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) ont fusionné pour donner naissance, à compter du 1<sup>er</sup> janvier 2025, à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR).

## Table des matières

<b>I.</b>	<b>Avant-propos</b>	<b>4</b>
<b>II.</b>	<b>Introduction - Définitions</b>	<b>5</b>
<b>III.</b>	<b>Contexte historique</b>	<b>7</b>
<b>IV.</b>	<b>Les options pour le stockage des déchets radioactifs dans le monde</b>	<b>8</b>
<b>V.</b>	<b>Le stockage en couche géologique profonde en France</b>	<b>11</b>
<b>VI.</b>	<b>Examen des solutions alternatives au stockage en couche géologique profonde</b>	<b>12</b>
1.	<i>Le point de départ de l'analyse du Comité</i>	12
2.	<i>La séparation / transmutation</i>	12
a.	Principe	12
b.	Analyse du Comité	13
3.	<i>Entreposage de longue durée (ELD)</i>	17
a.	Principe	17
b.	Analyse du Comité	17
4.	<i>Le stockage en forage profond</i>	18
a.	Principe	18
b.	Analyse du Comité	19
<b>VII.</b>	<b>Conclusions et recommandations</b>	<b>22</b>
	<b>Textes officiels</b>	<b>24</b>
	<b>Liste des acronymes</b>	<b>25</b>
	<b>Annexe I – Composition du Comité</b>	<b>28</b>
	<b>Annexe II – Synthèse des présentations sur la séparation/transmutation</b>	<b>30</b>
	<b>Annexe III – Synthèse des projets financés par France 2030 présentés au Comité</b>	<b>35</b>
	<b>Annexe IV - Aperçu des projets en cours sur les traitements - conditionnements alternatifs des déchets du cycle</b>	<b>37</b>
	<b>Annexe V – Synthèse des présentations sur l'entreposage</b>	<b>41</b>
	<b>Annexe VI – Synthèse des présentations sur le stockage en forage profond</b>	<b>44</b>
	<b>Annexe VII – Présentation des travaux du Comité</b>	<b>48</b>

# I. Avant-propos

La 5<sup>ème</sup> édition du Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) [6] inscrit la gestion des déchets de haute activité (HA) et de moyenne activité à vie longue (MA-VL) dans un double principe : poursuivre la mise en œuvre du projet Cigéo<sup>3</sup> tout en tirant parti du temps long de son déploiement pour poursuivre une dynamique de recherche sur les options de gestion alternatives ou complémentaires.

Une instance dédiée a été mise en place, conformément à l'action HAMAVL.7 du PNGMDR [6] à [8] : le Comité d'expertise et de dialogue sur les alternatives au stockage en couche géologique profonde (CEDA) (« *Comité* » dans la suite du présent rapport). Ce Comité pour objectifs :

- d'échanger et débattre sur les travaux scientifiques produits ou à encourager ;
- de questionner les domaines de validité ou d'application des pistes envisagées ;
- de faire des propositions sur les orientations de recherche à conduire ou sur des expertises à mener ainsi que sur les actions pertinentes à envisager pour faire émerger de nouvelles solutions ;
- de faire des recommandations sur la valorisation de ces travaux à des fins d'information et d'alimentation des travaux de la gouvernance du PNGMDR ;
- de faciliter la mise en relation entre les instituts étrangers et les acteurs de la recherche française en vue d'un partage d'informations et de la mise en place de partenariats de recherche le cas échéant ;
- d'informer régulièrement le public de l'état d'avancement des recherches autour des options de gestion alternatives ou complémentaires au stockage en couche géologique profonde des déchets HA et MA-VL.

La composition de ce Comité est détaillée en Annexe I. Ce document constitue le rapport final du Comité.

---

<sup>3</sup> Centre industriel de stockage géologique.

## II. Introduction - Définitions

Rappelons tout d'abord que le terme « *stockage* » sous-entend ici le déploiement et la maîtrise d'un ensemble de procédés, ou d'une méthodologie qui peut s'étaler dans le temps, permettant de confiner les déchets HA et MA-VL et de les isoler durablement de l'homme et de l'environnement.

En France, le projet Cigéo résulte du choix fait par le Parlement en 2006 de retenir le stockage réversible en couche géologique profonde pour la gestion de ces déchets HA et MA-VL. Ainsi, le stockage en couche géologique profonde est devenu la « *solution de référence* ». Notons qu'une telle décision était conforme au principe de précaution, qui consiste à mettre en œuvre des solutions à un problème au regard des connaissances actuelles<sup>4</sup>. Celui-ci conduisait donc à privilégier le stockage en couche géologique profonde pour gérer, au mieux des connaissances, les déchets HA et MA-VL.

La Demande d'autorisation de création (DAC) de l'installation Cigéo a été instruite par l'ASNR<sup>5</sup> qui a donné un avis favorable. Cigéo est donc une solution possible pour le stockage des déchets HA et MA-VL, par rapport à laquelle une autre solution pourrait être considérée, l'ensemble formant une « *alternative* »<sup>6</sup>. Dans la suite, on parlera de « *solutions alternatives* » pour désigner les autres solutions. On parlera aussi de « *solutions complémentaires* » pour désigner des modes de gestion différents de ceux projetés pour Cigéo, mais qui nécessitent toujours le recours à un stockage en couche géologique profonde pour tout ou partie des déchets radioactifs produits.

### **Qu'est-ce qu'une solution alternative au stockage en couche géologique profonde ?**

La Commission nationale d'évaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs (CNE2) avait proposé dans son rapport n°15 (cf. page 23 dudit rapport) une définition : « *une [solution] alternative au stockage profond est une installation, ou combinaison d'installations éventuellement associée(s) à des procédés de traitement et de conditionnement spécifiques, qui permet de garantir le même niveau de sûreté qu'un stockage profond pendant la même durée et sous les mêmes contraintes* ».

Parmi les contraintes qui ne sont liées ni au temps ni à la sûreté, il faut inclure en particulier celles liées au développement durable : l'activité d'aujourd'hui ne doit pas se faire au détriment de celle des générations futures.

Réfléchir à une solution alternative signifie considérer des méthodes et/ou des procédés entièrement ou partiellement différents de ceux élaborés pour le stockage en couche géologique profonde permettant de respecter le même cahier des charges (durée, sûreté et éthique). Pour ces considérations, il ne faut pas que les cadres réglementaires constituent un obstacle. Il importe, dans un premier temps au moins, de s'en affranchir tant que la recherche et développement (R&D) se situe en phase amont. La mise en œuvre d'un procédé nouveau serait alors à mettre en regard des évolutions réglementaires nécessaires pour procéder plus en avant, vers une solution industrielle.

L'appréciation de la différence entre une solution alternative et le stockage en couche géologique profonde mérite une clarification afin de ne pas confondre *solution alternative* et *variante du projet existant* (variantes qui existeront forcément du fait de l'étalement de la durée de construction du stockage en couche géologique profonde et du progrès des connaissances). Par différent, et donc caractéristique d'une solution alternative, on peut sous-entendre :

<sup>4</sup> Charte de l'environnement (2004) [3] : « *Lorsque la réalisation d'un dommage, bien qu'incertaine en l'état des connaissances scientifiques, pourrait affecter de manière grave et irréversible l'environnement, les autorités publiques veilleront, par application du principe de précaution, et dans leurs domaines d'attribution, à la mise en œuvre de procédures d'évaluation des risques et à l'adoption de mesures provisoires et proportionnées afin de parer à la réalisation du dommage* ».

<sup>5</sup> L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) ont fusionné pour donner naissance, à compter du 1<sup>er</sup> janvier 2025, à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR). Dans le présent rapport, les désignations IRSN et ASN sont conservées quand il est fait référence à documents ou des événements survenus avant le 1<sup>er</sup> janvier 2025.

<sup>6</sup> Une alternative est le choix entre deux possibilités (le Larousse précise « *obligation de choisir entre deux possibilités, situation où il n'y a que deux choix possibles* »). Au pluriel, « *alternatives* » signifie toujours une situation dans laquelle il n'existe que deux partis possibles (le Robert). Dans le cas présent, il s'agit du stockage en couche géologique profonde et d'autres solutions possibles.

- la réalisation d'un ouvrage accueillant des déchets radioactifs qui ne serait pas construit en couche géologique profonde, ou dont le principe de construction s'éloignerait de celui d'une mine (e.g. par forage) ;
- le stockage d'espèces chimiques différentes et/ou transformées à partir de celles prévues d'être stockées actuellement, à la suite d'un processus de traitement, permettant de s'affranchir du stockage en couche géologique profonde. Cela pourrait s'appliquer à l'ensemble des déchets radioactifs (solution alternative)<sup>7</sup>, ou à certains radionucléides qu'ils contiennent (solution complémentaire) ;
- le traitement des déchets radioactifs à produire afin d'en requalifier en matière une partie, s'il permettait de s'affranchir du stockage en couche géologique profonde (solution alternative) ou de réduire les déchets à stocker (solution complémentaire).

Par ailleurs, une alternative implique *in fine* de faire un choix dont il convient de définir l'ensemble des critères d'évaluation (bénéfices et inconvénients respectifs). Outre la sûreté, la préservation de l'environnement et la dimension développement durable déjà mentionnés, l'impact sur la radioprotection des travailleurs (par exemple en cas de traitement supplémentaire), les transports de matières ou déchets radioactifs, la faisabilité dans des délais raisonnables, les coûts, l'acceptabilité du public, en incluant les activités induites par la mise en œuvre de chaque solution potentielle (nouvelles installations industrielles ou nucléaires par exemple) sont des critères de choix.

### **Une solution alternative, mais quand ?**

La *temporalité* de la disponibilité d'une solution alternative est un facteur important au regard des recherches en cours, à venir, et de leur transposition en solution industrielle. Le stockage en couche géologique profonde concerne aujourd'hui deux catégories de déchets radioactifs : les déchets MA-VL et les déchets HA. Ces derniers présentent des caractéristiques très différentes qui conduisent à des concepts de stockage différents et aussi à des horizons de mise en œuvre bien distincts : pour la majorité des déchets HA, il convient de les entreposer pour décroissance thermique avant mise en stockage, soit à l'horizon 2080 selon la DAC de Cigéo ; alors que pour les déchets MA-VL, le stockage pourrait débuter dès la disponibilité de l'ouvrage, soit actuellement à l'horizon 2050, toujours selon la DAC de Cigéo.

S'engager dans des recherches en vue de déboucher sur des solutions alternatives qui seraient disponibles dans 25 ans ou dans 50 ans et plus ne recouvre pas les mêmes contingences :

- en phase amont de recherche de nouveaux principes ou de nouveaux procédés, aucune contingence ne doit être fixée *a priori* (d'autant plus que les moyens requis sont souvent très modestes, ce qui justifie une prise de risque). C'est le principe de la recherche dite « *blue sky* » ;
- lorsque la maturité progresse, la démonstration de faisabilité doit aussi progresser. Les dimensions sociétales et économiques liées à la mise en œuvre de la solution prennent de l'importance. L'insertion dans la filière industrielle et le temps de transfert sont aussi des paramètres à examiner avec attention (une solution qui arrive dans un horizon de temps trop lointain n'en est peut-être pas une...).

Les projets qui ont vu le jour dans le cadre des initiatives actuelles présentent cette diversité en termes de maturité.

---

<sup>7</sup> A noter que les avis d'experts reconnaissent unanimement que les colis HA déjà vitrifiés ne peuvent plus être retraités car cela nécessiterait des procédés très coûteux, notamment en termes de sûreté.

### III. Contexte historique

La loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 [4], prise à l'issue de 15 années de recherches<sup>8</sup> et de leur évaluation par la CNE, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et une revue internationale, désigne le stockage en couche géologique profonde comme la solution de référence pour gérer les déchets HA et MA-VL en France. Ce choix a été effectué au terme d'un débat public conduit en 2005 qui a mis en exergue une défiance de certains publics vis à vis du stockage en couche géologique profonde, dont les ressorts vont au-delà de l'analyse purement scientifique et technologique.

Considérant que le sujet des déchets HA et MA-VL emporte des décisions à très long terme, la controverse participe d'une vision du futur de nos sociétés :

- celle-ci est parfois optimiste en faisant confiance à la recherche qui débouchera certainement vers des solutions aux problèmes posés aujourd'hui, sans pour autant d'ailleurs accorder la même confiance à celles menées jusqu'à aujourd'hui pour concevoir un stockage en couche géologique profonde sûr ;
- celle parfois beaucoup plus pessimiste sur le devenir de nos sociétés, qui pourraient ne plus disposer des connaissances et des moyens que nous avons aujourd'hui pour gérer les déchets HA et MA-VL. Dans ce cas, il deviendrait impossible de trouver de nouvelles solutions aux problèmes posés par les déchets radioactifs produits aujourd'hui, plaçant les générations futures dans l'incapacité de préserver l'environnement et de le confier aux générations suivantes dans le même état que celui dans lequel elles l'auraient trouvé.

Une proposition, issue du débat public qui a eu lieu en 2005, consistait à réaliser un entreposage à sec, éventuellement en subsurface et exploité pendant une durée à déterminer. Celui-ci avait pour objet principal de donner le temps à la recherche de trouver une solution alternative au stockage en couche géologique profonde.

Pour autant, la stratégie actuelle a bel et bien été définie en 2006, positionnant le stockage géologique en solution de référence et l'entreposage comme un acte nécessaire techniquement mais temporaire (pour refroidir les déchets HA) avant de disposer des déchets radioactifs dans un stockage en couche géologique profonde. Les études et recherches sur la gestion des déchets HA et MA-VL ont donc porté depuis sur le stockage en couche géologique profonde et sur la séparation/transmutation.

La défiance vis-à-vis des décisions actées par le parlement perdure depuis chez certains. Les décisions actées en 2006 s'accompagnaient toutefois d'une nouvelle notion destinée à rétablir une certaine confiance des parties prenantes : la *réversibilité*. Cette notion a été précisée en 2016 par une nouvelle loi [5] : « *La réversibilité est la capacité, pour les générations successives, soit de poursuivre la construction puis l'exploitation des tranches successives d'un stockage, soit de réévaluer les choix définis antérieurement et de faire évoluer les solutions de gestion* ». Elle s'exerce selon plusieurs leviers : progressivité, adaptabilité, flexibilité et récupérabilité. La réversibilité permet de se donner du temps pour faire autrement en cas d'émergence de solutions alternatives ou complémentaires, tout en maîtrisant autant que possible le risque de se trouver sans solution aucune. Le projet Cigéo doit être un stockage en couche géologique profonde *réversible pendant au moins une centaine d'années*.

---

<sup>8</sup> Le Comité a fait le choix de ne pas faire remonter l'historique à la loi « *Bataille* » (1991).

## IV. Les options pour le stockage des déchets radioactifs dans le monde<sup>9</sup>

Le stockage en couche géologique profonde des déchets radioactifs est la solution de référence adoptée par tous les pays réfléchissant à un exutoire pour les déchets HA (voire MA-VL) ou pour les combustibles usés (CU) lorsque ceux-ci sont considérés comme déchets radioactifs. Une vue d'ensemble de la gestion de ces déchets radioactifs au niveau international permet de distinguer quatre grandes catégories décrites ci-après.

### ***Les pays qui ont choisi le stockage en couche géologique profonde et en ont autorisé la construction.***

La Finlande : en 2015, le gouvernement a accordé le permis de construire un stockage en couche géologique profonde et l'autorité de sûreté en a autorisé la construction en 2016. Celle-ci a démarré en décembre 2016. En 2019, un test à échelle réelle, destiné à suivre l'évolution du stockage aussi longtemps que possible a été mis en place. En 2024, l'essai final de l'installation de stockage a démarré en inactif. La mise en service du stockage est prévue en 2026.

La Suède : en 2022, l'autorisation de construire le stockage a été accordée par le gouvernement. Le permis de construire et d'exploiter a été accordé en 2024 par le tribunal foncier et environnemental, le processus d'autorisation pas à pas poursuit son cours (construction, essais, exploitation, démantèlement, fermeture). La construction a débuté en 2025. En Suède, l'installation est gérée par un opérateur privé, SKB<sup>10</sup>, et la responsabilité du stockage sera reprise par l'Etat après fermeture, celle-ci devant être autorisée par le gouvernement.

### ***Les pays où le stockage en couche géologique profonde est choisi et la procédure de choix de site en cours.***

Le Canada : en 2023, le gouvernement canadien a adopté la « *stratégie intégrée pour la gestion des déchets radioactifs* » : consentement des communautés et des peuples autochtones, protection de l'eau, obligation de suivi à long terme et ne pas transmettre la responsabilité aux générations futures. Le processus de sélection de sites a été lancé en 2010 par appel à candidatures ; 22 communautés se sont portées candidates. Le processus de sélection se déroule selon une « *gestion adaptative progressive* » : une approche technique (ce qu'il est envisagé de construire) et une approche de gestion (comment travailler avec les citoyens pour y parvenir). Suite à la publication des rapports de confiance en la sûreté, en 2024, deux sites subsistaient dans la province d'Ontario et ont fait l'objet d'un consentement des communautés locales ; les discussions se sont poursuivies avec les peuples autochtones. Un site a été choisi en novembre 2024. La description initiale du projet a été présentée à l'agence fédérale d'évaluation environnementale en janvier 2026.

La Suisse : en 2006, le concept de stockage en couche géologique profonde a été considéré faisable et sûr en Suisse. Puis, les critères et la procédure de choix de sites ont été approuvés en 2008. La procédure a abouti en 2018 à retenir trois sites pour effectuer des études approfondies. En 2022, le site de Nord des Lägern (Stadel) a été considéré comme celui qui convenait le mieux car présentant de plus grandes marges de sûreté. Le 19 novembre 2024, la demande d'autorisation générale pour la réalisation d'un dépôt en couches géologiques profondes destiné à accueillir les déchets radioactifs des centrales nucléaires existantes (60 ans d'exploitation) ainsi que de la médecine, de l'industrie et de la recherche a été déposée.

La République tchèque : en 2002, le gouvernement a retenu le stockage en couche géologique profonde des CU en Tchéquie comme option préférée ; le retraitement des combustibles n'est pas exclu de même que le stockage partagé. En 2017, le gouvernement a confirmé cette option et exclu l'entreposage de longue durée (ELD). Actuellement, quatre sites sont en cours d'évaluation détaillée.

<sup>9</sup> Panorama des pays autres que la France.

<sup>10</sup> Svensk Kärnbränslehantering (Swedish nuclear fuel and waste management company).

***Les pays où le stockage en couche géologique profonde est choisi mais la procédure de choix de site est encore complètement ou partiellement à définir.***

La Belgique a commencé à réfléchir à la destination des déchets de haute activité dès le démarrage des premières centrales. En 1974 une cartographie des formations potentielles a été effectuée ; plus tard, en 1980, un laboratoire souterrain a été creusé à Mol dans l'argile peu indurée. En 2007, une expérience en vraie grandeur a commencé. Un dossier destiné à obtenir une décision de principe a été introduit auprès du gouvernement en 2010 sans toutefois aboutir. En 2022, la Belgique a adopté le stockage en couche géologique profonde comme politique nationale de gestion des déchets HA et des CU, tout en maintenant une veille technologique sur les solutions alternatives. Le processus de choix de site est en cours de définition.

En Allemagne, le stockage en couche géologique profonde est l'exutoire pour tous les déchets radioactifs. Le gouvernement allemand a décidé de redémarrer le processus de sélection de site en 2013 ; l'exploration du site de Gorleben avait auparavant été interrompue en 2012 (et le remblaiement du laboratoire souterrain a commencé en 2024). En 2017, des zones favorables ont été identifiées ; depuis 2020, des régions sont en cours d'identification pour caractérisation à partir de la surface, établissement d'un rapport préliminaire de sûreté et évaluation sur base de critères de pondération scientifiques et socioéconomiques.

Au Japon, la recherche sur le stockage en couche géologique profonde a débuté en 1976. Deux lois ont été adoptées établissant le stockage en couche géologique profonde comme mode de gestion des déchets HA et des déchets de moyenne activité (MA), respectivement en 2000 et 2007. En 2002, un appel à candidature pour un site de stockage s'est révélé infructueux. En 2017, une carte des « *caractéristiques scientifiques* » classant les régions en défavorables (stabilité, intrusion), favorables et préférables a été établie par le gouvernement. En 2020 : deux municipalités ont consenti à une étude d'évaluation des données existantes (Hokkaido).

En 1988, la Corée du Sud a opté pour l'entreposage suivi du stockage en couche géologique profonde en tant que politique de gestion de ses déchets de haute activité. Depuis 2021, un projet générique est en cours de développement. En 2025, le parlement sud-coréen a édicté un processus de choix volontaire des régions candidates à l'accueil du projet.

***Les pays en situation d'attente ou de blocage.***

L'Espagne : le plan déchets du gouvernement prévoyait, en 2006, le stockage en couche géologique profonde à un horizon de 70 ans précédé d'un entreposage centralisé. La révision du plan, en 2023, confirme le stockage géologique pour 2070 mais abandonne l'entreposage centralisé. L'entreposage se fera sur les sites des centrales existantes au nombre de 7. L'Espagne procède à une R&D générique.

En 2006, le gouvernement britannique a accepté la recommandation faite par la Commission sur la gestion des déchets radioactifs (CoRWM) la même année. Un processus de sélection de site basé sur le principe du consentement des communautés locales avec possibilité de retrait (Angleterre, Pays de Galles) a été lancé en 2008 ; ce processus s'est terminé en 2013, toutes les communautés s'étant retirées. En 2014, un nouveau processus de sélection a été défini et lancé par le gouvernement. En 2024, les discussions sont engagées dans trois communautés (Angleterre). A noter que la politique du gouvernement écossais est la gestion en surface ou subsurface à proximité des sites de production.

Les Etats-Unis ont opté très tôt pour le stockage en couche géologique profonde. Suite à une recommandation de l'Académie des Sciences, le Congrès a fixé la procédure de choix des sites en 1982 pour aboutir à retenir le site unique de Yucca Mountain (Nevada) en 1987. Celui-ci a finalement été déclaré non réaliste en 2010. Les CU sont depuis entreposés à sec sur les sites des centrales. Depuis 2013, le Département de l'énergie (DOE) promeut une approche basée sur le consentement pour la recherche de site. Un projet bipartisan de création d'une agence fédérale indépendante pour gérer l'aval du cycle du combustible a été déposé au Congrès en septembre 2024.

**Constats**

De l'examen de la situation dans ces différents pays, l'on peut tirer plusieurs constats :

- le stockage en couche géologique profonde est la solution de référence au niveau international, même si aucune installation n'est à ce jour en service dans le monde (pour les applications nucléaires civiles) ;
- les délais imposent des entreposages préalables sur de longues durées (par exemple liés à la décroissance thermique des déchets avant stockage dans l'argile) ;
- l'entreposage multiséculaire n'est pas considéré comme une solution de gestion à long terme. Il suppose en particulier une surveillance active et reporte donc la charge de la gestion des déchets radioactifs sur les générations futures ;
- l'implication des communautés locales dans l'élaboration d'une solution est généralisée.

Il est important de souligner que, dans quasiment tous les pays étrangers, le stockage direct des combustibles usés est privilégié : le retraitement n'est pas exclu mais les capacités de retraitement sont limitées au niveau mondial (un peu plus d'un millier de tonnes de métal lourd (tML) par an) au regard des quantités de métal lourd en stock (plus de 400.000 tML). La Chine pourrait disposer dans quelques années d'une usine de retraitement.

## V. Le stockage en couche géologique profonde en France

Le projet Cigéo est le fruit de démarches de conception concertées, menées par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) depuis les années 1990 en vue de la création d'une installation nucléaire de base (INB) pour le stockage réversible en couche géologique profonde des déchets radioactifs français (HA et MA-VL). Ces déchets sont issus principalement de l'industrie électronucléaire, mais aussi de la Défense nationale et de la recherche.

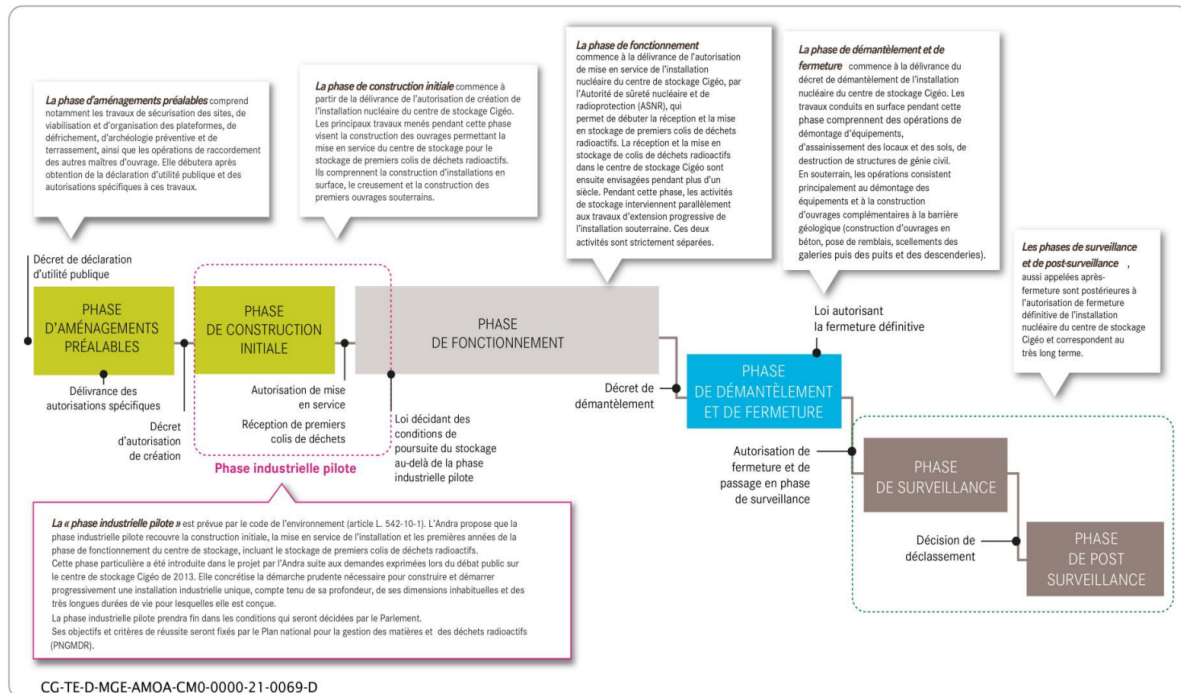


Figure 1. Les différentes phases temporelles de déploiement du centre de stockage Cigéo.

Le projet Cigéo est localisé dans les départements de la Meuse et de la Haute Marne. La conception, la construction et l'exploitation du stockage visent à garantir son caractère réversible pendant une durée cohérente avec la stratégie d'exploitation et de fermeture du stockage (article L. 542-10-1 du code de l'environnement [1]).

Conformément aux exigences de l'article L.542-10-1 du code de l'environnement [1], l'Andra intègre au projet une phase industrielle pilote (dénommée Phipil) dont l'objectif est de « conforter le caractère réversible et la démonstration de sûreté de l'installation ». Sur la base des résultats de cette phase industrielle pilote, c'est le Parlement qui décidera des conditions de poursuite du stockage (article L.542-10-1 du code de l'environnement [1]). Les installations de stockage en couche géologique profonde, dont Cigéo est le seul représentant actuellement, sont les seules installations industrielles pour lesquelles la réglementation prévoit, après leur autorisation par décret, un rendez-vous parlementaire précisant les conditions de leurs éventuelles poursuites.

Dans l'hypothèse de la poursuite du stockage, la phase de fonctionnement de Cigéo, qui suit la phase de construction (dénommée phase de construction initiale), se poursuivra pendant une durée d'ordre séculaire. Des opérations de réception et de mise en stockage de colis de déchets radioactifs seront menées en parallèle de travaux d'extension des ouvrages de stockage, réalisés par tranches successives. Ce déploiement progressif permet, dans son principe, de tenir compte d'éventuelles évolutions dans les programmes de livraison des colis et de bénéficier des progrès scientifiques et technologiques, ainsi que de l'expérience acquise lors du fonctionnement du stockage lui-même. Les différentes phases temporelles de déploiement de Cigéo sont présentées sur la Figure 1. Elles définissent une temporalité importante pour l'élaboration d'éventuelles solutions alternatives ou complémentaires au projet initial.

## VI. Examen des solutions alternatives au stockage en couche géologique profonde

### 1. Le point de départ de l'analyse du Comité

En 2019, dans le cadre de la préparation du débat public relatif à la 5<sup>ème</sup> édition du PNGMDR, l'IRSN a produit un rapport (n° 2019-00318) dressant un panorama international des recherches sur les solutions alternatives au stockage en couche géologique profonde des déchets HA et MA-VL. Six grandes familles de solutions alternatives étaient présentées : l'envoi dans l'espace des déchets radioactifs, leur immobilisation dans la glace, leur stockage dans les fonds marins, leur stockage en forage (de type pétrolier), l'ELD renouvelé et enfin la séparation / transmutation.

Certaines voies n'ont pas fait l'objet de recherches en France et sont abandonnées aujourd'hui au plan international (envoi dans l'espace, immobilisation dans la glace). D'autres ont été abandonnées rapidement par la France, à la suite de travaux de recherche préliminaires (stockage dans les fonds marins, stockage en forage). C'est la raison pour laquelle la loi de 1991 [2] ne considérait pas de telles solutions alternatives.

Parmi les six grandes familles considérées en 2019 dans le rapport de l'IRSN, trois solutions alternatives sont examinées dans ce rapport : la séparation / transmutation, l'ELD renouvelé et le stockage en forage profond (« *deep borehole disposal* »). Ce dernier se distingue techniquement du stockage en couche géologique profonde par le fait qu'il ne s'agit pas de creuser une mine accessible. Il fait l'objet d'initiatives de R&D aux niveaux européen et international, ce qui justifie qu'il soit considéré dans la réflexion du Comité. Il existe un consensus pour considérer que les trois autres solutions présentées dans le panorama préparé en 2019 par l'IRSN ne sont pas envisageables.

### 2. La séparation / transmutation

#### a. Principe

Le terme « *transmutation* » s'applique ici aux radionucléides à vie longue pour lesquels aucune valorisation énergétique n'est envisageable à court, moyen ou long terme. Rappelons que le Plutonium est déjà valorisé en France dans les combustibles MOX<sup>11</sup>, dont le multi-recyclage est envisagé dans les réacteurs de 3<sup>ème</sup> génération<sup>12</sup>, et à plus long terme dans les réacteurs à neutrons rapides (RNR). Cette technologie, que seuls quelques pays maîtrisent, constitue une étape de transmutation déjà acquise en France et n'est donc pas développée dans la suite du document.

La transmutation concerne donc potentiellement, et uniquement, les produits de fission (PF) issus de la fission des noyaux lourds (Iode, Césium, ...) et les actinides mineurs (AM : Neptunium, Américium, Curium). Rappelons que pour 1 tML chargée en réacteur<sup>13</sup> (UOX à 3,7%, burn-up de 45 GWj/t), on obtient dans le CU environ 49 kg de PF (dont 4 kg de PF à vie longue), 11 kg de Plutonium et 1,4 kg environ d'AM (ce qui représente une production par le parc français d'environ 1 t/an).

<sup>11</sup> Il s'agit de combustibles constitués d'un mélange d'oxyde d'Uranium et d'oxyde de Plutonium.

<sup>12</sup> Le recyclage du Plutonium est déjà mis en œuvre aujourd'hui au sein de centrales existantes qui utilisent le combustible MOX.

<sup>13</sup> R. Guillaumont, techniques de l'Ingénieur, BN3661 v2, 2010.

La transmutation des PF est effectuée par capture neutronique (la capture d'un neutron par un isotope le transmute en un isotope à vie courte, qui devient rapidement stable). Elle se heurte à plusieurs difficultés :

- des captures parasites sont possibles : on détruit des noyaux tout en créant d'autres, c'est le cas pour le Césium (135, 137, ...);
- il faut des matériaux qui contiennent l'élément à transmuter et qui se comportent de façon sûre pendant l'irradiation en réacteur : difficulté pour l'iode par exemple ;
- la transmutation consomme des neutrons. Seuls les réacteurs produisant des neutrons de façon rentable énergétiquement peuvent être utilisés.

La transmutation des AM est produite par fission induite par des neutrons. En multi-recyclant les AM en réacteur, on peut envisager de les détruire par fission. Toutefois, ceci n'est effectif que dans le cas d'un recyclage en RNR. Dans un réacteur à eau pressurisée (REP), les matières fissiles capturent plus de neutrons et l'équilibre entre la production d'AM et leur transmutation n'est pas favorable.

Dans le cas d'un parc de RNR électrogène, la transmutation peut s'envisager dans des assemblages dédiés introduits dans ces RNR (par exemple en couverture) en mode « *simple strate* ». Le taux de transmutation en RNR serait d'environ 4% (AM) par an. Si on dispose des installations ad-hoc (et en gardant la puissance du parc électrique actuelle), on peut espérer atteindre un « *équilibre* » après une période de l'ordre de plusieurs dizaines d'années. Cet équilibre signifie que *la transmutation compenserait la production de nouveaux AM*. La transmutation des AM s'inscrit donc dans un temps long (minimum 1 siècle), durant lequel des installations nucléaires doivent être disponibles et opérationnelles. Elle postule le multi-recyclage du Plutonium, et suppose que les procédés de séparation du Plutonium, des AM et des PF existent à une échelle industrielle, de même que les installations permettant de fabriquer les nouveaux combustibles et les moyens de transport correspondants pour ces matières hautement radiotoxiques.

Dans le cas d'un parc d'installations uniquement composé de REP, il faudrait disposer d'une « *seconde strate* » d'installations (réacteurs rapides) dédiées à la transmutation des AM. Cela suppose à nouveau que le Plutonium est multi-recyclé, sinon il serait le principal contributeur à la radiotoxicité à long terme des déchets radioactifs et sa décroissance conduit, elle aussi, à la formation d'AM.

Globalement, la transmutation des AM (Américium et Curium) pourrait réduire (d'un facteur 10 à 100) leur radiotoxicité sur une période allant de 100 à 1 000 000 années, et potentiellement réduire l'emprise du stockage d'un facteur 2 à 4,6 en diminuant la production de chaleur résiduelle dans le stockage car l'Américium 241 est très exothermique<sup>14</sup>.

## b. Analyse du Comité

L'annexe II présente la synthèse des recherches sur la séparation / transmutation présentées au Comité. L'annexe III comprend aussi le panorama des projets financés par France 2030 en réponse à l'appel lancé sur les solutions alternatives au stockage en couche géologique profonde. Le lecteur pourra s'y reporter pour avoir plus de détails.

En préambule, le Comité souligne que le Plutonium contribue le plus à la radiotoxicité à long terme des éléments contenus dans les CU. Par ses conséquences en termes de production d'énergie, de développement d'un parc électronucléaire et des installations correspondantes, de diminution de la radiotoxicité et du volume des déchets de haute activité, et en termes de gestion de l'Uranium dans le cycle, le choix du retraitement de l'Uranium et du Plutonium (hors de la saisine du Comité), présente plus d'intérêt pour la société que celui de la transmutation éventuelle des PF et des AM.

---

<sup>14</sup> Cf. Avis IRSN 2012-00363 du 3 août 2012 relatif à l'examen du rapport d'étape du CEA, d'octobre 2010, portant sur les évaluations technico-économiques des options de séparation / transmutation.

➤ **Un consensus international motivant la R&D sur la séparation / transmutation.**

La lutte contre le changement climatique et la nécessaire sécurité en matière d’approvisionnement et de disponibilité de l’énergie sont les deux grandes motivations à l’origine d’un consensus d’experts pour valoriser le Plutonium en prônant un cycle du combustible « *fermé*<sup>15</sup> » et pour dynamiser la recherche sur la séparation et sur la transmutation afin de réduire les volumes de déchets radioactifs et leur radiotoxicité à long terme. Le Comité retient aussi du panorama international présenté trois enjeux importants :

- améliorer la collaboration avec la communauté du stockage pour trouver ensemble les solutions les plus favorables. Le projet D-CLIC<sup>16</sup> financé par France 2030 est une bonne illustration de cette démarche ;
- augmenter les efforts de recherche amont et approfondir les études sur la modélisation afin de limiter autant que possible des programmes expérimentaux très coûteux ;
- établir des collaborations avec les start-ups sur les *small modular reactors* (SMR) et surtout les *advanced modular reactors* (AMR), en vue d’un débat de fond technique sur les conditions de leur exploitation, incluant la gestion de tous les déchets radioactifs produits et leur retraitement potentiel.

➤ **La transmutation ne peut constituer une solution alternative au stockage en couche géologique profonde. C’est une piste complémentaire, uniquement pour les déchets HA.**

Dès 2012, il a été constaté que la transmutation ne pouvait résoudre l’intégralité du problème posé par les déchets HA. S’agissant des déchets MA-VL, la faible concentration en radionucléides et les techniques de séparation disponibles ne permettaient pas d’envisager un traitement efficace par transmutation.

Les recherches se sont focalisées sur les déchets HA et sur la transmutation de l’Américium, seule piste jugée envisageable pour des raisons de sûreté et de rendement. Pourtant, les AM sont parmi les radionucléides les moins mobiles dans la solution de stockage en couche géologique profonde envisagée en France. Ils sont donc ceux qui ne présentent pas de difficulté vis-à-vis de la dose à l’exutoire (comparée à certains PF), ce qui constitue un paradoxe du point de vue de la radioprotection de l’homme et de l’environnement.

**Les radionucléides les plus impactant sur la dose à l’exutoire sont l’Iode 129, le Chlore 36, le Sélénium 79 et le Carbone 14. Pour ceux-ci, aucune piste qui permettrait de les transmuter industriellement n’existe à la connaissance du Comité.** Pour aboutir à une véritable solution alternative, la recherche exploratoire devrait donc aussi porter sur une gestion différente des PF, permettant d’éviter leur mise en stockage en couche géologique profonde ou de les induire lorsqu’il s’agit de produits d’activation. A ce jour, le Comité n’a pas connaissance de tels travaux.

Il ne faut donc pas laisser penser que la transmutation des AM peut être une solution qui permettrait de s’affranchir complètement d’un stockage en couche géologique profonde. Par ailleurs, **le Comité souligne que les déchets radioactifs déjà produits et vitrifiés seraient, en l’état des connaissances et savoir-faire actuels, particulièrement difficiles à reprendre pour séparer et isoler les AM et PF qu’ils contiennent en vue d’une éventuelle gestion différente de celle envisagée aujourd’hui.** Leur mode de conditionnement a été développé justement pour garantir leur immobilisation la plus sûre possible. Pour ces derniers, le stockage en couche géologique profonde est aujourd’hui la seule voie logiquement envisageable.

<sup>15</sup> Qui dans le cas idéal ne fait plus appel à l’Uranium naturel.

<sup>16</sup> Le projet s’intéresse au conditionnement de trois radionucléides à vie longue (<sup>14</sup>C, <sup>36</sup>Cl et <sup>129</sup>I) caractérisés par une mobilité élevée dans l’environnement. L’enjeu est de les immobiliser dans une matrice à haute durabilité chimique (i.e., présentant un faible niveau d’altération par interaction avec des vecteurs de dissémination tels que l’eau). Pour ce faire, il est proposé de recourir à une matrice de phosphate de calcium à structure apatitique, minéral dont les propriétés remarquables de durabilité sont bien établies.

➤ **La transmutation des AM pour optimiser le stockage en couche géologique profonde des déchets HA.**

Focaliser les études et recherches sur la transmutation des AM est aujourd'hui motivé par un éventuel gain en densité de déchets radioactifs dans le stockage. Les études du Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) ont évalué ce gain, même si elles ont pointé le surplus de déchets MA-VL dont l'emprise est nettement plus faible que celle des déchets HA.

Ce gain est à mettre en regard des efforts à consentir d'un point de vue technico-économique. Il convient de garder à l'esprit les problématiques de radioprotection bien réelles qui seraient associées à l'ensemble du processus de transmutation. La transmutation des AM requiert la séparation, la manipulation et le transport de matières hautement radioactives en quantités pondérales, dans des installations qui sont à concevoir. L'ensemble de ces facteurs fait que, avec les techniques et procédés actuels, la balance coût-bénéfice de la transmutation des AM paraît défavorable.

➤ **La mise en œuvre éventuelle de la transmutation, opération complexe qui s'inscrit dans un temps long, comprend de nombreux verrous technologiques et requiert une vision de la stratégie nucléaire à très long terme.**

La faisabilité de la transmutation de l'Américium a été démontrée. Cependant, sa mise en œuvre industrielle rencontrerait de grandes difficultés technologiques qui, pour être résolues, nécessiteraient des investissements particulièrement lourds pour résoudre les problèmes liés à la séparation des matières, à la sûreté de leur transport et à la fabrication (et certification) de nouveaux combustibles. A cela pourraient s'ajouter les difficultés de traitement de nouveaux combustibles mis en œuvre dans d'éventuels AMR / SMR (si ces derniers sont très différents des combustibles actuels).

Engager de tels moyens demande une visibilité accrue de la stratégie nucléaire. On parle de plusieurs dizaines d'années pour parvenir à un équilibre, c'est à dire une transmutation qui compenserait la production des déchets radioactifs, tout cela dans des installations qui n'existent pas aujourd'hui. Plus on reporte les décisions sur la mise en œuvre éventuelle de la transmutation, plus on accroît le volume de déchets radioactifs produits à l'atteinte de cet équilibre, qu'il faudra bien traiter/stocker, sans compter ce qui resterait dans le cycle lorsque la filière serait arrêtée.

➤ **Des pistes de recherche « à bas TRL<sup>17</sup> » sont développées, mais elles ne répondent que partiellement au problème posé.**

La transmutation des AM « *en double strate* » consisterait à adjoindre dans le cycle électronucléaire un dispositif destiné à transmuter les AM, une fois séparés de l'Uranium et du Plutonium. Seraient mis en stockage en couche géologique profonde les PF et une très faible quantité d'AM et de Plutonium (car les procédés de séparation ne permettent pas d'isoler 100% d'une matière).

Malgré un assez grand nombre de programmes lancés dans le monde, il y a peu de progrès visibles permettant de démontrer un avantage évident par rapport à la technologie en « *simple strate* » qui consiste à transmuter les AM dans des RNR électrogènes. Parmi ces programmes, deux voies faisant l'objet de projets financés par France 2030 ont été examinées par le Comité (l'utilisation des lasers est à un niveau de recherche très amont et ne fait pas actuellement l'objet d'un projet soutenu par France 2030) :

- la transmutation des AM en ADS (*accelerator driven systems*) a été bien étudiée en France et également à l'étranger (Suisse, Belgique, Japon, Russie, etc.). On en connaît les atouts et les limites : la source de neutrons nécessaires pour la transmutation est pilotable (accélérateur de particules), les combustibles peuvent contenir une grande quantité de matière à transmuter. La sûreté du système repose sur la sous-criticité du réacteur, et c'est justement sur ce sujet que la R&D se focalise. Ce contrôle doit être réalisé en fonctionnement permanent, et c'est là l'enjeu de cette technologie car cela n'a encore jamais été réalisé dans des conditions de puissance représentatives d'un dispositif réel ;

---

<sup>17</sup> Technology readiness level : niveau de maturité d'une technologie.

- les réacteurs à sels fondus (RSF) constituent une seconde voie, revisitée aujourd'hui après le quasi-abandon des recherches sur ce sujet dans les années 1960. Les RSF (éventuellement brûleurs d'AM) figurent parmi les concepts susceptibles de pouvoir permettre des gains notables : en mélangeant le combustible au fluide caloporteur sa concentration peut être accrue avec des modalités de mise en œuvre moins pénalisantes si un retraitement au «  *pied du réacteur*  », pouvait être réalisé. **Cette technologie a pour principal avantage d'éviter les multiples manipulations de matières hautement radioactives pour fabriquer un combustible solide.** Le temps passé par le combustible en réacteur serait beaucoup plus grand (amélioration du rendement de la transmutation) et la sûreté du dispositif serait intrinsèque. Les défis scientifiques et technologiques sont forts : chimie des sels à explorer, matériaux résistants à un environnement hautement corrosif, fabrication des sels. De nombreux systèmes restent à développer : instrumentation, échangeurs, systèmes de purification et de traitement, etc. Cette voie a aussi été choisie par un des projets de SMR soutenu par France 2030. Les RSF ont certainement un potentiel qui mérite une R&D soutenue, d'autant plus qu'il s'agit d'une recherche à très bas TRL (1 à 3), nettement moins onéreuse que la R&D et les installations requises pour faire une démonstration industrielle.

➤ **Les avantages d'une recherche collaborative.**

Les études sur la séparation et la transmutation des AM nécessitent l'accès à des infrastructures de recherche parfois uniques dans le monde (dont l'accessibilité peut être soumise à des contraintes géopolitiques). Les perspectives éventuelles de recyclage de matières contenues dans les déchets radioactifs actuels imposent aussi une vision systémique qui ne peut s'acquérir sans confronter les points de vue disciplinaires et industriels.

Ces constatations plaident pour une recherche collaborative et pluri partenaires, aussi bien en France qu'avec des acteurs internationaux, non pas avec le seul objectif de partager les coûts, mais bien avec pour perspective d'embrasser au mieux les sujets et de développer des solutions cohérentes et réalistes avec toutes les parties prenantes.

➤ **Une logique d'économie circulaire que les projets français commencent à s'approprier par des recherches sur la séparation.**

La logique consistant à déployer de la R&D sur la séparation et la transmutation en vue de diminuer le volume des déchets radioactifs à stocker n'est pas la seule perspective possible : celle qui aborde **la séparation en vue du recyclage de matières** dont l'importance industrielle serait grande **est une autre perspective** (voir annexe IV). Cette logique s'applique principalement aux déchets MA-VL contenant une faible quantité de radionucléides à vie longue. Les projets actuels sont à l'état de pistes (par exemple s'agissant des coques dans le cadre du projet REGAIN financé par France 2030). S'ils pourraient permettre de réduire le volume des déchets à stocker, ils ne se substitueront pas à un stockage en couche géologique profonde.

L'obstacle majeur pour aboutir avec une application réelle et durable du recyclage est d'abord la difficulté à séparer les matières (dont certaines pourraient éventuellement être transmutes et d'autres recyclées). La maturité des techniques de séparation (surtout sur base lasers) est donc essentielle pour une réussite de ces projets (c'est l'objet du projet EPONA financé par France 2030 s'agissant des platinoïdes). Le recyclage dans le domaine conventionnel est une seconde difficulté, mais la voie réglementaire pour cela a été entrouverte en France.

\*\*\*

*Toute approche **complémentaire** permettant la réduction des volumes de déchets radioactifs à stocker et l'éventuel réemploi de matières doit être étudiée en vue d'une mise en œuvre possible. Il convient, cependant, de garder une vision systémique comprenant l'impact sur les déchets radioactifs produits, les installations, la radioprotection des travailleurs, le transport des matières et déchets radioactifs, les coûts, tout en considérant le temps nécessaire pour élaborer une telle approche et les engagements qu'elle implique.*

\*\*\*

### 3. Entreposage de longue durée (ELD)

#### a. Principe

Un entreposage de colis contenant des matières ou déchets radioactifs est une installation temporaire. Elle est soumise à la réglementation des INB, qui impose des exigences spécifiques en matière de traçabilité, de surveillance et de possibilité de reprise des colis à tout moment, outre les exigences générales de sûreté et de radioprotection. En tout état de cause, les colis sont destinés à être repris pour être placés dans un nouvel entreposage ou *in fine* dans un stockage. Lorsque la durée d'entreposage envisagée est très longue (plusieurs centaines d'années comme cela a pu être étudié par le passé), des aspects cruciaux tels qu'une conception adaptée, la surveillance, la maintenance et la gestion du vieillissement, ainsi que le maintien de la connaissance des colis prennent une importance particulière.

Un ELD nécessite des conceptions simples et robustes, distinctes de celles des autres types d'installations. Celles-ci visent à intégrer les problématiques liées au vieillissement, qui s'amplifient avec le temps, ou à l'obsolescence de matériels. Ces conceptions doivent garantir des marges de sûreté suffisantes tout au long de la durée de vie de l'installation, tout en intégrant la possibilité d'évacuer les colis. À cet effet, il est important de prévoir la possibilité de remplacer ou de réparer les éléments de l'installation ou les colis. Cela peut nécessiter de prévoir des espaces réservés pour entreposer temporairement une partie des colis.

Les marges de sécurité doivent également permettre à l'installation de s'adapter aux changements des niveaux d'aléas retenus pour chaque agression prise en compte dans l'analyse de sûreté (changement climatique, évolution des connaissances ou des risques d'origine anthropique...). Il est également essentiel d'anticiper le maintien des moyens supports de l'installation (fournisseurs matériels et utilités, laboratoires, logistique, gestion des déchets et effluents, etc.) indispensables à son exploitation, sa maintenance et sa surveillance. À cet égard, les différentes phases d'exploitation (remplissage, entreposage, désentreposage, cessation d'activité) présentent chacune des enjeux, des exigences et des équipements spécifiques, dont certains sont directement liés à de futures opérations. Le maintien et la surveillance de ces équipements tout au long de l'exploitation sont importants, nécessitant des moyens particuliers et des opérations d'inspection régulières. Enfin, l'état des colis, qui constituent une barrière de confinement lors de l'entreposage ainsi que lors des opérations de reprise ou de futur entreposage ou stockage, doit faire l'objet d'une surveillance rigoureuse.

Il est enfin primordial de prendre en compte des scénarios d'abandon de l'exploitation, qu'ils soient temporaires ou prolongés, afin de garantir la résilience de l'installation.

#### b. Analyse du Comité

Le Comité a souhaité consacrer une partie de sa réflexion à l'ELD, considéré par certains comme solution alternative au stockage en couche géologique profonde. Cette question a pourtant déjà été tranchée par la loi de 2006 [4], mais cela ne signifie pas qu'il ne soit pas utile de revisiter périodiquement les choix faits par le passé. C'est d'ailleurs ce que l'évaluation socio-économique (ESE) du stockage Cigéo a fait en examinant plusieurs scénarios basés sur le stockage en couche géologique profonde et l'ELD renouvelé périodiquement, tout en considérant d'ailleurs que techniquement, chacun était possible aujourd'hui. L'annexe V présente la synthèse des travaux présentés au Comité.

- **Aucun nouvel argument ne permet aujourd'hui de considérer à nouveau l'ELD renouvelé comme une solution alternative.**

**Les principaux éléments qui avaient conduit à écarter l'ELD renouvelé (en surface comme en sub-surface) comme une solution alternative au stockage en couche géologique profonde restent d'actualité** : la nécessité de disposer d'une solution de stockage passive et de ne pas reporter sur les générations futures le devoir de gérer des déchets radioactifs à vie longue. L'ESE du stockage Cigéo montre bien que l'entreposage renouvelé ne se justifie que sous l'hypothèse d'une société future prospère et stable sur une très longue période.

L'ELD ne répond pas à la nécessité d'avoir une gestion passive, c'est-à-dire ne faisant pas appel à l'intervention humaine pendant toute la période, de l'ordre du million d'années, au long de laquelle les déchets radioactifs présentent un danger pour l'homme et l'environnement. S'il est situé en surface ou en sub-surface, l'ELD n'offre pas le même niveau de protection face aux agressions externes qu'un stockage en profondeur.

La proposition émise en 2005 de réaliser un entreposage à sec pour accueillir les déchets HA n'était d'ailleurs pas considérée comme une solution alternative, mais plutôt une *solution d'attente*, au cas où les progrès d'une discipline encore jeune – les sciences nucléaires – puissent déboucher d'ici une période convenue à l'avance, sur d'autres solutions que le stockage en couche géologique profonde.

Si l'exercice de la réversibilité conduisait à prendre la décision d'arrêter l'exploitation de la solution de référence envisagée aujourd'hui (le stockage en couche géologique profonde), par exemple pour des raisons de sûreté à très long terme, celle-ci deviendrait, de fait, une installation d'entreposage de déchets radioactifs, le temps de la vider de son contenu. Ainsi requalifié, le stockage en couche géologique profonde, en période d'exploitation, satisferait à toutes les exigences d'une installation d'ELD (pourvu que la récupérabilité des colis soit assurée, mais elle est concomitante à la réversibilité). De fait, le stockage réversible jouerait alors ce rôle de solution d'attente, certes en ayant déployé des moyens techniques plus importants par rapport à ceux qui auraient été *a priori* strictement nécessaires.

#### ➤ Faut-il mener aujourd'hui des études et recherches spécifiques sur l'ELD ?

Certains déchets HA produits actuellement auront été, selon le calendrier actuel, entreposés pendant une centaine d'années avant d'être mis en stockage. Ainsi, les études menées dans le cadre du PNGMDR pour améliorer et garantir la sûreté des entreposages actuels de déchets HA contribuent à maintenir un niveau qui pourrait convenir à une éventuelle solution d'attente, si un tel besoin devait apparaître. Mener des études spécifiques sur l'ELD, tout en sachant qu'il ne s'agit pas d'une solution alternative au stockage géologique profond, apparaît donc inutile aux yeux du Comité.

## 4. Le stockage en forage profond

### a. Principe

Le stockage en forage profond (SFP) consiste à stocker les déchets radioactifs dans un forage de type pétrolier. La profondeur et la longueur de la zone utile du forage, c'est à dire de la zone où seraient placés les déchets radioactifs, dépendent de la géologie considérée.

La sûreté après-fermeture du concept de SFP repose sur une barrière géologique dont la grande profondeur (potentiellement plusieurs kilomètres) offre une plus grande tolérance aux incertitudes liées à la caractérisation du site et au comportement des déchets radioactifs et des colis. En contrepartie, l'absence de recours à un laboratoire souterrain, contrairement à un stockage conventionnel, conduit à disposer de moins d'informations sur le site.

Le principe de défense en profondeur s'applique ainsi que le concept multi-barrières (comme pour tout stockage) bien que la contribution relative de chacune d'entre elles (matrice, scellements, milieu géologique, etc.) varie par rapport à un stockage géologique de type « mine » (« *stockage conventionnel* » dans la suite du rapport). La phase d'exploitation se distingue de celle d'un stockage géologique conventionnel. Elle serait probablement plus courte, de l'ordre de la dizaine d'années par forage. Des problèmes spécifiques liés à la récupérabilité de colis stockés à de telles profondeurs dans un forage peu accessible pourraient également se poser.

Les normes et guides de sûreté existants pour stocker les déchets radioactifs (comprenant un guide spécifique au SFP mais restreint à la prise en charge de sources radioactives<sup>18</sup>) restent applicables au SFP. Les travaux engagés par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) suggèrent d'élaborer une publication spécifique pour l'application de ces normes et guides au concept de SFP. Afin de « *dérisquer* » des éventuels projets industriels reposant sur le concept de SFP, il faut mentionner le besoin de mener des réflexions sur la manière d'adopter une approche progressive dans le processus de conception d'une installation de type SFP, ou encore de proposer *un dossier de sûreté de référence*.

<sup>18</sup> Prescriptions de sûreté particulières, N° SSR-5, AIEA.

Ce concept de stockage est perçu comme une approche possible pour la gestion des déchets radioactifs par certains pays :

- disposant d'un inventaire de déchets radioactifs limité en volume ;
- envisageant un stockage conventionnel mais disposant d'inventaires spécifiques (issus de situations accidentelles, présentant des caractéristiques physico-chimiques complexes, etc.) pour lesquels le concept de SFP pourrait constituer une solution complémentaire.

Ainsi, dans le cadre d'un projet de recherche coordonné initié par l'AIEA, plusieurs pays ont manifesté leur intérêt pour étudier plus avant ce concept (Australie, République Tchèque, Croatie, Danemark, Indonésie, Malaisie, Pays-Bas, Norvège, Pakistan, Slovénie, Ukraine, Etats-Unis, etc.) voire pour supporter des programmes de R&D (Chine, Egypte, Finlande, Allemagne, Russie, Royaume-Uni, etc.). Dans le cas de l'Ukraine, le concept de SFP pourrait être utile pour la gestion à long terme de certains déchets radioactifs particuliers issus de l'accident de Tchernobyl, notamment les fragments de combustibles récupérés lors des opérations de démantèlement du réacteur accidenté.

Une majorité des concepts envisagés s'intéresse au SFP vertical pour la gestion de CU issus de l'exploitation de réacteurs de recherche ou de futurs SMR. Il s'agit généralement d'inventaires de volume limité. Il n'existe pas de consensus sur la profondeur de forage (l'objectif étant d'atteindre la couche géologique présentant des caractéristiques favorables), le diamètre de forage, ou la roche hôte (celle-ci étant fonction de la géologie du pays). Par ailleurs, la maîtrise des techniques de forage ne semble pas être une préoccupation tandis qu'il existe un réel enjeu à démontrer la sûreté du concept en exploitation et après fermeture, notamment la performance des scellements pour pouvoir poursuivre le développement du concept de SFP.

Ce concept fait l'objet des travaux du groupe « *Alternative radioactive waste management* » (ASTRA) du « *European joint programme on radioactive waste management* » (EURAD2) de la Commission européenne. Ce groupe a examiné les principales lacunes ou incertitudes liées à l'élaboration d'un SFP. A ce jour, le groupe examine un concept générique de SFP (roche non précisée, forage vertical d'une profondeur d'environ 4,5 km et d'un diamètre de quelques dizaines de centimètres, zone de stockage de quelques centaines de mètres, bouchons en matériau cimentaire entre chaque colis de déchets radioactifs, scellement en bentonite puis remblai en matériau cimentaire) et les fonctions de sûreté des principaux composants ainsi que leurs exigences associées ont été décrites. Selon la société civile, impliquée dans le groupe ASTRA, il est essentiel de débattre des enjeux autour de la réversibilité du stockage des colis. La société civile insiste également sur le besoin de disposer d'un dossier de sûreté « *solide et transparent* ».

## b. Analyse du Comité

L'annexe VI présente la synthèse des travaux présentés au Comité. Il ressort des présentations et des discussions au sein du Comité les points suivants.

### ➤ Un concept adapté à des inventaires réduits.

Les déchets radioactifs pouvant être stockés dans un forage profond dépendent du diamètre et de la profondeur utile de celui-ci. Il convient de noter que le diamètre des forages est techniquement dépendant de la profondeur visée (décroissant avec la profondeur), elle-même fonction des caractéristiques du milieu géologique, étant entendu que l'objectif est d'atteindre des zones de faible gradient hydraulique où les mécanismes de diffusion prévalent. Bien que des recherches soient menées pour parvenir à augmenter significativement le diamètre envisageable, le diamètre de forage retenu à ce jour par la majorité des concepts de SFP envisagés n'est que de 50 à 60 cm au plus. Or, la géométrie d'un certain nombre de colis de déchets radioactifs existants ne répond pas à ce critère.

S'agissant de l'emprise d'un tel concept de stockage, à titre d'exemple, une évaluation menée dans le cadre d'un programme américain pour le stockage des déchets radioactifs issus du fonctionnement d'une centrale électronucléaire fait état d'une emprise de 30 km<sup>2</sup> pour une installation d'une cinquantaine de forages avec un entraxe de 100 à 200 m. Cela représente plus de 10 fois la superficie occupée par cette centrale, ce qui est peu réaliste en France.

Dès lors, un tel concept semblerait adapté, en première approche, à des inventaires réduits, comme ceux des pays n'ayant pas de programme électronucléaire.

Pour autant, toutes les configurations sont observées à l'échelle internationale. Certains pays disposant d'inventaires conséquents (comme les Etats-Unis) n'excluent pas l'option d'un SFP, soit parce qu'ils rencontrent des difficultés à faire aboutir un projet de stockage conventionnel, soit parce qu'ils considèrent qu'un tel concept pourrait s'avérer à terme plus économique.

➤ **Un niveau de maturité faible.**

Le concept de SFP bénéficie, d'une part de la maturité technologique et industrielle des forages pétroliers et gaziers, et d'autre part des études menées sur le stockage conventionnel. Néanmoins, des verrous conséquents restent à lever :

- si les techniques de forage sont éprouvées, il convient de démontrer qu'elles peuvent être mises en œuvre tout en satisfaisant aux normes spécifiques au domaine du stockage des déchets radioactifs ;
- les techniques de forage sont à adapter pour permettre des diamètres de forage plus conséquents.

Par ailleurs, la démonstration de sûreté d'un SFP constitue un enjeu majeur :

- la caractérisation limitée du site, du fait de sa complexité, pourrait compromettre l'atteinte d'une démonstration de sûreté robuste ;
- la récupérabilité des colis, qui ne peut s'envisager que pendant la phase d'exploitation du stockage (notamment dans une situation où un colis serait bloqué lors de sa descente ou bien en situation accidentelle), est une question cruciale techniquement et conditionne pour partie l'acceptation sociétale d'un tel concept ;
- les opérations de fermeture d'un SFP constituent un sujet d'importance sur lequel il existe peu de connaissances.

Quelles que soient les caractéristiques du concept de SFP envisagé (roche hôte, profondeur et diamètre de forage, inventaire radiologique et physico-chimique des déchets, matériau des composants du stockage, etc.), il apparaît que **la mise en œuvre d'un forage pilote (ou démonstrateur) accompagnée d'un dossier de sûreté pilote seraient des points clés pour gagner en maturité.**

➤ **Un investissement à consentir pour la réalisation d'un SFP prototype.**

Au stade actuel, le sujet crucial reste celui de l'investissement financier majeur à consentir pour aller plus avant dans la maturation d'un concept de SFP. Les estimations réalisées font état d'un coût unitaire de l'ordre de 30 à 35 millions d'euros pour la réalisation d'un forage d'une profondeur de 4,5 km environ et d'un diamètre de quelques dizaines de centimètres<sup>19</sup>. Toutefois, il s'agit du seul coût de réalisation d'un forage à l'exclusion des coûts des travaux de R&D et études amont, des coûts d'exploitation et des coûts de fermeture du forage.

**Compte tenu des besoins liés à notre inventaire national, le Comité considère qu'un tel investissement n'est pas prioritaire au niveau français.** Il devrait plutôt être consenti par des pays pour lesquels le concept de SFP est mieux adapté à leur nécessité de disposer d'une solution de stockage pour une catégorie de déchets spécifique ou un inventaire de petite taille. Cependant, il semble utile que, comme le fait l'Andra actuellement, une veille soit maintenue sur l'avancement des études et recherches sur ce sujet.

---

<sup>19</sup> Estimation communiquée oralement lors des présentations faites au comité.

➤ **Une solution qui pourrait être complémentaire au stockage conventionnel.**

Selon l'évolution du programme électronucléaire français, le concept de SFP pourrait constituer une option complémentaire à un stockage conventionnel. Il ne peut être exclu en effet que de futurs réacteurs (par exemple des futurs SMR ou AMR) utilisent des combustibles dont le retraitement pourrait s'avérer délicat, voir incompatible avec les procédés industriels existants. Dans ce cas de figure, et si les combustibles usés considérés n'étaient pas éligibles au stockage conventionnel, le concept de SFP pourrait alors devenir une voie à explorer pour un inventaire limité en quantité.

## VII. Conclusions et recommandations

### 1. Le Comité considère qu'il n'y a pas actuellement de piste pour une *solution alternative* au stockage en couche géologique profonde.

Parmi les possibilités examinées par le Comité, aucune ne permet d'anticiper l'existence d'une *alternative* au stockage géologique profond pour l'inventaire de déchets HA et MA-VL prévu pour Cigéo, opérationnelle sur le plan industriel à l'horizon de plusieurs dizaines d'années. Au vu des connaissances actuelles, il n'est donc pas possible aujourd'hui de s'affranchir du stockage en couche géologique profonde.

Le Comité considère qu'il **ne faut pas sursoir au déploiement d'un stockage en couche géologique profonde** (qui est aujourd'hui à un stade industriel et dont la pertinence est validée) **dans l'espoir d'une véritable alternative.**

*Toutefois, des travaux de recherche pourraient ouvrir la voie à des modes de gestion complémentaires.*

### 2. La R&D sur la transmutation de certains AM pourrait aboutir à des optimisations du stockage en couche géologique profonde des déchets HA.

La transmutation des AM pourrait permettre de réduire le volume des déchets radioactifs à stocker, et aussi de réduire leur emprise dans un stockage en couche géologique profonde. Elle nécessite de disposer de RNR. Si par le passé la France était engagée dans la voie des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na), les études et recherches présentées au comité concernent principalement les RSF mais leur maturité technologique est faible. La transmutation est une opération complexe dont le gain dans le cadre d'une optimisation globale du système de gestion des déchets radioactifs reste à établir. Le Comité souligne que la mise en œuvre de la transmutation implique l'existence d'installations industrielles pour le siècle à venir *a minima*.

Les technologies reposant sur la transmutation ne concerneraient probablement pas les déchets de l'inventaire destiné à Cigéo, mais plutôt des déchets HA supplémentaires à venir. Il importe donc de communiquer sur les qualités et les attentes des efforts de recherche et de développement industriels à entreprendre, en les replaçant dans une temporalité réaliste au regard des connaissances et des acquis à ce jour. Néanmoins, il s'agirait d'une voie complémentaire ne pouvant constituer une solution qui permettrait de s'affranchir d'un stockage en couche géologique profonde.

### 3. Les travaux visant le recyclage éventuel de substances considérées aujourd'hui comme déchets émergent.

Pour l'instant, cette logique d'économie circulaire est embryonnaire et considérée pour certains déchets seulement (MA-VL). L'impact sera donc modeste mais le Comité recommande de maintenir une recherche sur ce sujet.

### 4. La séparation des matières est un préalable aux modes de gestion complémentaires.

La séparation des différents éléments chimiques contenus dans les CU ou les dispositifs contaminés est un préalable nécessaire à la mise en œuvre de la transmutation et/ou du recyclage. **Le Comité recommande la poursuite des efforts de recherche entrepris.** En effet, l'enjeu est de parvenir à des procédés de séparation déployés au niveau industriel. Le pas à franchir entre la démonstration de la faisabilité en laboratoire et une mise en œuvre industrielle est très conséquent. Il recouvre, entre autres, des questions de sûreté de transport et de manipulation des matières en particulier qui ne peuvent être abordées en laboratoire.

### 5. Le stockage en forage profond : une possibilité supplémentaire.

Il s'agit à nouveau d'une piste à faible maturité, mais qui dispose de solutions technologiques éprouvées s'agissant de la réalisation de forages. Intéressant pour des pays ayant un inventaire de déchets radioactifs en faible quantité, **ce concept ne peut pas raisonnablement être élargi à un inventaire de déchets HA et MA-VL comparable à celui de notre pays.** Il pourrait s'appliquer, par exemple, à certains déchets qui ne pourraient trouver leurs modalités de gestion dans les installations prévues actuellement. Le Comité considère qu'il est essentiel de ne pas reporter la mise en œuvre d'un stockage en couche géologique profonde le temps de mener les recherches nécessaires au développement d'un SFP.

\*\*\*

**Recommandations en vue de l'élaboration de l'édition future du PNGMDR**

Tout au long de ces (presque) trois années de travail, le Comité a pu partager des connaissances sur un sujet dont la dernière synthèse avait été dressée en 2019. Se pose la question du maintien de ce Comité dans une édition future du PNGMDR et de savoir à quel rythme l'état de l'art doit être mis à jour.

Le Comité considère qu'il sera utile dans le cadre du prochain PNGMDR de maintenir un dispositif permettant de collecter, de partager et de débattre des alternatives au stockage en couche géologique profonde. Ce partage est apprécié par les acteurs de la R&D, il donne un sens général aux études entreprises et permet aussi de les replacer dans un contexte international. Il permet aux parties prenantes issues de la société civile de disposer d'une information plus complète et contextualisée sur l'état de l'art sur le sujet. Comme l'a été le CEDA, ce dispositif d'expertise rassemblerait donc des scientifiques et serait ouvert à des représentants des parties prenantes.

Compte tenu du temps nécessaire au progrès des études et recherches, le Comité suggère qu'une mise à jour des connaissances soit effectuée au cours de la dernière année du prochain PNGMDR. Toutefois, si des sujets d'intérêt majeurs émergeaient en cours de mise en œuvre du prochain PNGMDR, des réunions thématiques exceptionnelles pourraient également être envisagées.

## Textes officiels

- [1] Code de l'environnement.
- [2] Loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs (NOR INDX9100071L).
- [3] Loi constitutionnelle n° 2005-205 du 1<sup>er</sup> mars 2005 relative à la charte de l'environnement (NOR JUSX0300069L).
- [4] Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (NOR ECOX0600036L).
- [5] Loi n° 2016-1015 du 25 juillet 2016 précisant les modalités de création d'une installation de stockage réversible en couche géologique profonde des déchets radioactifs de haute et moyenne activité à vie longue (NOR DEVX1614324L).
- [6] Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs 2022-2026.
- [7] Décret n° 2022-1547 du 9 décembre 2022 prévu par l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (NOR ENER2231732D).
- [8] Arrêté du 9 décembre 2022 pris en application du décret n° 2022-1547 du 9 décembre 2022 prévu par l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (NOR ENER2231735A).

## Liste des acronymes

ADS : accelerator driven system (réacteur nucléaire piloté par un accélérateur de particules)

AEN : Agence pour l'énergie nucléaire

AIEA : Agence internationale de l'énergie atomique

AM : actinide mineur

AMR : advanced modular reactor (réacteur modulaire avancé)

ANCCLI : Association nationale des comités et commissions locales d'information

Andra : Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs

APD : avant-projet détaillé

ARAMIS : advanced reactor for actinides management in salt (réacteur avancé à sels fondus pour la gestion des actinides)

ASN : Autorité de sûreté nucléaire

ASNR : Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection

ASTRA : alternative radioactive waste management strategies (stratégies alternatives de gestion des déchets radioactifs)

AVLIS : atomic vapor laser isotope separation (séparation isotopique par laser sur vapeur atomique ou SILVA)

BPI : Banque publique d'investissement

CEA : Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives

CEDA : Comité d'expertise et de dialogue sur les alternatives au stockage en couche géologique profonde

CES : Comité éthique et société auprès de l'Andra

CLIS : Comité local d'information et de suivi

CMC : Composite à matrice céramique

CNE2 : Commission nationale d'évaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs

CNRS : Centre national de la recherche scientifique

CO : Commission orientations

CoRWM : Committee on radioactive waste management (comité sur la gestion des déchets radioactifs)

CRP : coordinated research project (projet de recherche coordonné)

CU : combustible usé

DAC : Demande / Décret d'autorisation de création

D-CLIC : conditionnement de déchets chlorés, iodés et/ou carbonatés dans des apatites phosphocalciques

DGRI : Direction générale de la recherche et de l'innovation

DOE : United states Department of energy (Département de l'énergie américain)

ELD : entreposage de longue durée

EPONA : épuration du palladium d'origine nucléaire par AVLIS

EPR : european pressurized reactor (réacteur pressurisé européen)

ESE : évaluation socio-économique

EURAD2 : european joint programme on radioactive waste management (programme commun européen sur la gestion des déchets radioactifs)

FA-VL : faible activité à vie longue

FMA-VC : faible et moyenne activité à vie longue

FNE : France nature environnement

GIP : groupement d'intérêt public

HA : haute activité

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

IEMPT : information exchange meeting on actinide and fission product partitioning and transmutation (Réunion d'échange d'information sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission)

INB : installation nucléaire de base

INP3 : Institut national de physique nucléaire et de physique des particules

IRSN : Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

ISAC : innovative system for actinides conversion (système innovant pour la conversion des actinides)

MA : moyenne activité

MA-VL : moyenne activité à vie longue

MOSARWASTE : molten salt reactor waste (déchets de réacteurs à sels fondus)

MSFR : molten salt fast reactor (réacteur rapide à sels fondus)

MSNR : Mission de la sûreté nucléaire et de la radioprotection

OCDE : Organisation de coopération et de développement économiques

PF : produit de fission

Phipil : phase industrielle pilote

PNC France : Patrimoine nucléaire et climat

PNGMDR : Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs

PREPAC : procédés de récupération des platinoïdes dans l'aval du cycle

REGAIN : recyclage des gaines nucléaires

REP : réacteur à eau pressurisée

R&D : recherche et développement

RNR : réacteur à neutrons rapides

RSF : réacteur à sels fondus

SCK CEN : Studiecentrum voor kernenergie (centre d'étude de l'énergie nucléaire)

SFP : stockage en forage profond

SILVA : séparation isotopique par laser sur vapeur atomique

SITEX : Sustainable network for Independent technical expertise on radioactive waste management (réseau durable d'expertise technique indépendante sur la gestion des déchets radioactifs)

SKB : Svensk Kärnbränslehantering (Swedish nuclear fuel and waste management company)

SLC : Sauvons le climat

SPATIAL : système piloté par accélérateur pour la transmutation et la réduction des stockages géologiques

SMR : small modular reactor (petit réacteur modulaire)

tML : tonne de métal lourd

TRL : technology readiness level (niveau de maturité d'une technologie)

UV : ultraviolet

# Annexe I – Composition du Comité

## **Constitution du Comité**

Les membres du Comité ont été nommés par le ministère chargé de l'énergie, sur la base des propositions émises par la CNE2, l'IRSN, l'Andra, le CEA, EDF et la commission de gouvernance du PNGMDR. Le Comité est piloté par une personnalité qualifiée choisie par le ministère chargé de l'énergie et son secrétariat est confié à l'Andra.

## **Pilotage**

Gilles PIJAUDIER-CABOT                      Université de Pau et des Pays de l'Adour

**Secrétariat technique**                      Andra

## **Membres experts**

Corinne BAUER	Andra
Bernard BOULLIS	CNE2
Sylvain DAVID	CNRS IN2P3
Christophe GIROLD	CEA
Jean-Paul GLATZ	CNE2
Maxime FOURNIER	CEA
Igor LE BARS	IRSN, désormais ASNR
Henri LE MONIES DE SAGAZAN	EDF
Audrey LEBEAU-LIVE	IRSN, désormais ASNR
Jean-Paul MINON	CNE2
Delphine PELLEGRINI	IRSN, désormais ASNR
Magali SALUDEN	CEA
François SUDREAU	CEA
Virginie WASSELIN	Andra

## **Membres issus de la commission de gouvernance du PNGMDR**

Jean-Dominique BOUTIN	France nature environnement (FNE)
Alexandre DELVILLE	ASN, désormais ASNR
Joseph DUPUIS	Sauvons le climat (SLC)
Pierre FORBES	Orano
Bruno FREDET	Sauvons le climat (SLC)
Stéphane GRANDJEAN	Direction générale de la recherche et de l'innovation (DGRI)
Dominique GRENECHE	Patrimoine nucléaire et climat (PNC-France)
Claude JAOUEN	Les Voix du Nucléaire
Benoît JAQUET	Comité local d'information et de suivi (CLIS) de Bure
Bernard LAPONCHE	Global Chance
Olivier LAREYNIE	ASN, désormais ASNR
Fabrice LEGENDRE	DGRI
Xavier MOYA	Mission de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (MSNR)
Viviane NGUYEN	ASN, désormais ASNR

Coralie PINEAU	Association nationale des comités et commissions locales d'information (ANCCLI)
Gerald SENENTZ	Orano
Vincent THIEBAULT	Assemblée Nationale
Valérie TSAOUSSIS	Conseil départemental de la Meuse
Mélanie VARNUSSE	Groupement d'intérêt public (GIP) Objectif Meuse
Adrien WATT	ASN, désormais ASNR
Estelle YUNG	Conseil départemental de la Meuse

## Annexe II – Synthèse des présentations sur la séparation/transmutation

### 1. Transmutation – principes de base

Le terme « *transmutation* » est limité ici aux radionucléides à vie longue pour lesquels aucune valorisation énergétique n'est envisageable à court ou long terme. Cela exclut le cas du Plutonium qui est valorisé en France dans les combustibles MOX et dont le multi-recyclage est envisagé dans les réacteurs de 3<sup>ème</sup> génération, et, à plus long terme dans les RNR. La transmutation concerne donc potentiellement les PF issus de la fission des noyaux lourds (Iode, Césium, Technétium, ...) et les AM (Neptunium, Américium, Curium).

Rappelons que pour 1 tML chargée en réacteur (UOX à 3,7%, burn-up 45GWj/t), on obtient dans le combustible usé environ 49 kg de PF (dont 3 kg de PF à vie moyenne et 4 kg de PF à vie longue), 11 kg de Plutonium et 1,4 kg environ d'AM (ce qui représente une production par le parc français d'environ 1 t/an).

La transmutation des PF est effectuée par capture neutronique (ex : la capture d'un neutron par un isotope le transmute en un isotope à vie courte, qui devient rapidement stable). Elle se heurte à plusieurs difficultés :

- des captures parasites sont possibles, on détruit des noyaux tout en créant d'autres, c'est le cas pour le Césium (135, 137, ...);
- il faut des matériaux qui contiennent l'élément à transmuter et qui se comportent de façon sûre pour l'irradiation en réacteur : difficulté pour l'iode par exemple ;
- la transmutation consomme des neutrons. Seuls les réacteurs produisant des neutrons de façon rentable énergétiquement peuvent être utilisés. La transmutation peut diminuer les « *performances neutroniques* » d'un réacteur.

*En France, les recherches sur la transmutation des produits de fission ne sont plus très actives depuis environ 20 ans.*

La transmutation des AM est produite par fission induite par un neutron. En les multi-recyclant en réacteur, on peut envisager de les détruire par fission. Toutefois, ceci n'est effectif que dans le cas d'un recyclage en RNR. Dans un REP, les matières fissiles capturent plus de neutrons et l'équilibre entre la production d'AM et leur transmutation n'est pas favorable (le stock total atteint des valeurs élevées). Dans le cas d'un parc d'installations composé de REP, cela suppose l'existence d'une « *strate* » d'installations dédiées à la transmutation des AM (et aussi leur séparation). Cela suppose aussi que le Plutonium est multi-recyclé lui aussi, sinon il serait le principal contributeur à la radiotoxicité à long terme des déchets et sa décroissance conduit, elle aussi, à la formation d'AM. Dans le cas d'un parc de RNR électrogène, la transmutation peut s'envisager de façon homogène dans ces RNR électrogènes, dans des assemblages dédiés introduits dans ces RNR par exemple en couverture, ou dans des réacteurs rapides dédiés en mode « *double strate* ».

Globalement, la transmutation des AM (Américium et Curium) pourrait réduire (d'un facteur 10 à 100) leur radiotoxicité sur une période allant de 100 à 1 000 000 années, et réduire l'emprise du stockage en diminuant la production de chaleur résiduelle dans le stockage pendant les premiers siècles (l'Américium 241 est un déchet très exothermique).

Le taux de transmutation dans le cas d'un multi-recyclage est d'environ 4% (AM) par an. Si on dispose des installations ad-hoc (et en gardant la puissance du parc électrique actuelle), on peut espérer atteindre un « *équilibre* » après une période de l'ordre de *plusieurs dizaines d'années*. *Cet équilibre signifie qu'il n'y a plus de nouveaux déchets produits* (la transmutation compense la production de nouveaux déchets). Pour autant, les AM contenus dans les déchets vitrifiés actuels et produits avant l'équilibre subsisteront et une quantité importante d'AM *sera dans le cycle du combustible en quantité constante*. Cette quantité,

*ajoutée au stock d'AM produits avant de mettre en œuvre la transmutation, est linéairement croissante dans le temps, tant que la transmutation n'est pas mise en œuvre.*

La transmutation des AM s'inscrit donc dans un temps long (minimum 1 siècle), qui suppose une stratégie nucléaire nationale à très long terme stable. Elle postule le multi-recyclage du Plutonium, et suppose que les procédés de séparation du Plutonium, des AM et des PF existent à une échelle industrielle, de même que les installations permettant de fabriquer les nouveaux combustibles et les moyens de transport correspondants pour des matières hautement radiotoxiques. L'arbitrage coûts/bénéfices de la transmutation, tel qu'envisagé à ce jour, y compris le traitement des déchets restant dans le cycle lors de l'arrêt éventuel de la filière, est défavorable.

## 2. Synthèse des études menées par le CEA

Le traitement des CU, tel qu'il est pratiqué actuellement en France avec la mise en œuvre du procédé PUREX, permet de séparer l'Uranium et le Plutonium, mono-recyclé dans les réacteurs nucléaires d'EDF, des PF et des AM, qui sont actuellement destinés au stockage en couche géologique profonde après vitrification dans les usines de La Hague opérées par Orano. De nombreuses études ont été menées dans le cadre des lois de 1991 [2] et de 2006 [4] pour étudier la faisabilité et la pertinence de transmuter ces radioéléments, PF et AM, pour les transformer en éléments stables ou en radioéléments à vie courte.

Les PF, bien que comprenant les principaux éléments contributeurs à la dose à l'exutoire du stockage en couche géologique profonde, s'avèrent très difficiles à transmuter et l'industrialisation de ce mode de gestion des PF ne paraît pas aujourd'hui envisageable. La transmutation des AM seuls permettrait de diminuer la radiotoxicité des déchets stockés et la transmutation de l'<sup>241</sup>Am en particulier, radioélément contribuant fortement à la thermique des colis durant les 300 premières années, permettrait de densifier le stockage des colis de déchets vitrifiés.

La transmutation des AM a été envisagée suivant trois grands modes, tous mettant en œuvre des RNR : le mode homogène dans lequel l'Uranium, le Plutonium et les AM sont recyclés ensembles dans le combustible nourricier, le mode hétérogène dans lequel les AM sont également transmutés dans les réacteurs électrogènes, mais dans des combustibles spécifiques, et le mode hétérogène mettant en œuvre une strate de réacteurs dédiés à la transmutation. Pour ces 3 modes de gestion, des procédés de séparation ont été développés et validés à l'échelle laboratoire entre 2005 et 2010. En particulier, deux grandes expériences réalisées par le CEA peuvent être mentionnées :

- le traitement de 15 kg de CU a conduit, après mise en œuvre successives des procédés PUREX, DIAMEX et SANEX, à isoler les actinides mineurs avec des taux de récupération aux différentes étapes supérieurs à 99,9 % ;
- le traitement de 3 kg de CU UOx et de 1,6 kg de CU MOX a permis d'isoler 2,4 grammes d'Américium par la mise en œuvre des procédés PUREX et EXAM. L'Américium a ensuite été coprécipité sous forme d'(U,Am)O<sub>2</sub> et des pastilles représentatives de celles qui pourraient permettre la transmutation en mode hétérogène dans des réacteurs de puissance de type RNR refroidis au sodium ont été fabriquées.

*Ainsi la faisabilité de la séparation des actinides mineurs a été montrée à l'échelle du laboratoire, pour chacune des voies de transmutation. Ces procédés restent cependant à consolider en conditions industrielles. On considère qu'un niveau de TRL 5-6 a été atteint pour le recyclage en mode homogène et 3-4 pour le recyclage en mode hétérogène.*

A chacun des modes de transmutation, correspond des combustibles différents, contenant plus ou moins d'AM. Les impacts sur le cœur du réacteur et la fabrication, le traitement et la qualification du combustible sont également très dépendants du mode de transmutation : de faibles et modérés pour la transmutation en mode homogène à forts, voire très forts, pour la transmutation en réacteurs dédiés. Ainsi, une démarche de qualification de ces combustibles très innovants a été mise en œuvre et de nombreuses irradiations expérimentales ont été réalisées dans des réacteurs d'essais à neutrons thermiques (SILOE et OSIRIS en France, HFR au Pays-Bas et ATR aux USA), mais également dans des réacteurs à neutrons rapides (Phénix en France, JOYO au Japon et BOR60 en Russie). *Ce processus est long, un cycle complet de conception, études de sûreté, fabrication et examens post irradiations durant entre 10 et 15 ans.* L'ensemble de cette R&D a permis d'aboutir aux conclusions suivantes :

- en mode homogène, le comportement du combustible ne semble pas affecté par l'Américium. Cependant, la démonstration complète (utilisation d'Américium issu du retraitement de CU, procédé de fabrication représentatif, puissance représentative, burn up élevé, ...) reste à faire pour vérifier les performances en réacteur et dans le cycle ;
- en mode hétérogène, des options intéressantes ont été identifiées mais elles sont à un stade préliminaire de développement. Ainsi, des irradiations expérimentales seraient nécessaires pour améliorer la conception des combustibles et les procédés de fabrication de ces combustibles très innovants restent à développer.

Cependant, la transmutation en mode homogène pénalise l'ensemble du cycle du combustible et la transmutation en mode hétérogène en RNR (ou en ADS) impose, pour atteindre les performances souhaitées, des cycles multiples de traitement recyclage car la durée de vie des gaines de combustibles en réacteur nécessite de les changer régulièrement. Les étapes d'extraction, de transport, de traitement, de refabrication, à nouveau de transport et de chargement en réacteur pénalisent très fortement la transmutation dans ces réacteurs.

Pour cette raison, le CEA et ses partenaires (Orano, le CNRS, EDF et Framatome) ont lancé, dans le cadre de France 2030, un projet (ISAC) en vue d'étudier la faisabilité des Réacteurs à Sels Fondus à Neutrons Rapides, ces réacteurs ayant, théoriquement, des atouts forts pour la transmutation, en particulier car leur combustible sous forme liquide pourrait séjourner en réacteur sur des durées beaucoup plus longues que les combustibles solides gainés.

### 3. Synthèse de la 16<sup>ème</sup> réunion d'échange d'informations de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) sur la séparation et la transmutation des actinides et des PF (16IEMPT)

La 16e édition de la réunion d'échange d'information sur la séparation et la transmutation des actinides et des PF (16IEMPT) s'est tenue au siège de l'AEN du 24 au 27 octobre 2023, attirant plus de 90 participants de 13 pays et 3 organisations internationales. L'évènement a été inauguré par des remarques du Directeur Général de l'AEN, suivies de deux sessions spéciales :

- la première, dédiée au 30<sup>ème</sup> anniversaire de l'IEMPT, a retracé les principales avancées dans la séparation / transmutation au cours des trois dernières décennies, offrant un panorama de l'évolution du domaine ;
- la deuxième session, s'est concentrée sur l'innovation et les développements futurs, offrant une perspective tournée vers l'avenir.

Le programme de la réunion a couvert un large éventail de sujets techniques et stratégiques, incluant des présentations sur les programmes nationaux et internationaux ainsi que des contributions spécifiques sur les stratégies et scénarios du cycle du combustible, les systèmes avancés et les infrastructures de R&D, la modélisation, les combustibles avancés, les avancées dans les procédés de séparation, la gestion des déchets, et les utilisations innovantes des actinides et des produits de fission. Les conclusions de chacune des sessions figurent dans la présentation.

Une session de synthèse a conclu l'évènement, avec la présentation des principales considérations et conclusions de chaque session. Cette session finale a également favorisé une discussion ouverte, permettant l'échange d'idées et de perspectives. Les participants ont souligné la nécessité d'améliorer la communication avec les parties prenantes, y compris les gouvernements et le grand public, en mettant l'accent sur les avantages des cycles du combustible fermés tels que la durabilité, l'économie circulaire et la sécurité énergétique. L'importance de renforcer les liens avec la « communauté du stockage géologique » a également été mise en avant.

### 4. Avis de la CNE

Une solution alternative au stockage en couche géologique profonde est une installation ou une combinaison d'installations, éventuellement associées à des procédés de traitement et de conditionnement spécifiques, qui permet de garantir le même niveau de sûreté qu'un stockage en couche géologique profonde pendant la même durée et sous les mêmes contraintes. Et c'est à ce titre que l'entreposage, dont la durée est par essence très inférieure à celle du stockage en couche géologique profonde, n'est pas considéré comme une solution alternative à celui-ci.

La transmutation ne permet pas de s'affranchir d'un stockage en couche géologique profonde et n'en modifie pas fondamentalement les aspects de sûreté. Elle pourrait offrir une opportunité de réduire significativement l'emprise des stockages en couche géologique profonde en diminuant la puissance thermique de colis de déchets qui ne sont pas encore produits. Cela supposerait de lever de nombreux verrous technologiques et de maintenir à long terme un parc nucléaire approprié.

Les radionucléides contenus dans les déchets susceptibles d'être transmutés doivent être séparés avant d'être incorporés au combustible du réacteur ou d'être conditionnés dans des combustibles ou cibles spécifiques. Le procédé ne peut pas s'appliquer aux déchets MA-VL, ni aux déchets HA déjà vitrifiés et il n'est envisageable que si l'on dispose d'installations et de procédés performants et opérationnels pour la séparation des éléments contenant les radionucléides à transmuter et pour la fabrication des combustibles ou cibles de transmutation.

Dans tous les cas, les solutions de transmutation (RNR, ADS, réacteurs à sels fondus ou les lasers) sont incompatibles avec un arrêt de la politique de retraitement des combustibles. De même, compte tenu des efforts scientifiques et industriels qu'elles supposent, elles ne peuvent s'inscrire dans un scénario d'arrêt du recours à l'énergie nucléaire en France.

## 5. Avis de l'IRSN

En 2012, à la suite des travaux du CEA sur la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue contenus dans les CU, l'IRSN a émis un avis constatant que la transmutation des PF était difficile, voire impossible et que celle-ci ne pouvait porter que sur une partie des AM ( $^{241}\text{Am}$ ). L'avis concluait sur la nécessité de disposer d'un stockage, la transmutation ne pouvant, à elle seule, répondre au problème de gestion des déchets à vie longue.

Saisie par l'ASN sur l'examen des bénéfices potentiels de la transmutation sur le stockage des déchets à vie longue et sur les conséquences sur les installations du cycle du combustible, l'IRSN a travaillé en 2012 sur des scénarios élaborés par le CEA dont les caractéristiques sont les suivantes :

- un déploiement d'un parc de réacteurs RNR à partir de 2040, en remplacement de réacteurs REP / EPR (European pressurized reactor : réacteur pressurisé européen) ;
- un recyclage du Plutonium ;

et selon le scénario :

- l'absence de transmutation des AM (Np, Am, Pu) ;
- la transmutation de tous les AM ;
- la transmutation uniquement de l'Américium ;
- le déploiement possible, en parallèle des réacteurs de puissances, d'ADS.

Les conclusions de l'expertise par l'IRSN sont :

- la durée importante (nécessaire transmuter tous les déchets) qui implique de renouveler au moins deux fois les installations du cycle du combustible ;
- l'inventaire des matières et déchets restant dans le cycle à la fin des scénarios qui doit être intégré dans l'appréciation des scénarios ;
- la complexité des installations (sûreté, radioprotection, production de déchets) avec des verrous technologiques persistants pour une mise en œuvre industrielle ;
- la complexité des modalités de transport des déchets et matières dans le cycle.

Mis en regard des gains potentiels sur l'architecture du stockage Cigéo (accroissement de la densité du stockage des déchets HA, diminution de la radiotoxicité mais pour des éléments facilement confinés dans l'argile, réduction du délai d'attente avant stockage), l'IRSN avait conclu en 2012 que les gains espérés de la transmutation des actinides mineurs n'apparaissent pas décisifs au vu notamment des contraintes induites sur les installations du cycle du combustible, incluant les réacteurs et transport. Ces conclusions restent valables aujourd'hui, avec une méfiance accrue du fait de l'expérience industrielle à l'usine Melox

dont la capacité de production avait diminué pour des raisons de procédés (empoussièrement des boîtes à gants, sensibilité au procédé d'élaboration de l'UO<sub>2</sub>...).

## Annexe III – Synthèse des projets financés par France 2030 présentés au Comité

### 1. Le projet ISAC (Innovative System for Actinides Conversion)

Le projet ISAC, impliquant cinq partenaires (le CEA, EDF, Framatome, Orano et le CNRS), vise à étudier la faisabilité d'un RSF « convertisseur d'actinides », en particulier l'Américium, en réponse à la demande des pouvoirs publics de poursuivre les recherches sur les concepts de transmutation des actinides mineurs. La R&D réalisée dans le cadre de ce projet collaboratif est aussi d'intérêt pour évaluer plus largement les potentialités de la filière RSF et pour approfondir l'approche à mettre en œuvre pour conformer ce type de réacteur très particulier aux exigences de sûreté en vigueur. Le projet ISAC a débuté en janvier 2022 et se terminera fin 2026. De nombreux résultats scientifiques ont d'ores et déjà été obtenus. L'approche systémique a permis des études cohérentes sur le réacteur, le cycle du combustible et un scénario de déploiement. Le prédimensionnement du réacteur a permis de fournir un ensemble de données aux autres tâches du projet, d'évaluer les performances du concept, de mener des analyses de sûreté et des études de maintenance. Les performances de transmutation du réacteur étudié dans ISAC sont évaluées à 90 kg d'actinides mineurs par kWhe, bien supérieures à la cible initiale de 50 kg AM/kWhe. Cependant, il reste des questions de faisabilité concernant le dimensionnement de certains composants, le refroidissement de la cuve cœur et la maintenance.

Dans ce type de réacteur, les matériaux des structures internes seront soumis à des hautes températures, à des niveaux d'irradiation élevés et à des contraintes mécaniques dans un milieu très corrosif. Les travaux menés dans le projet portent sur la présélection de matériaux et leur caractérisation, l'étude expérimentale des phénomènes de corrosion, des phénomènes couplés de contrainte mécanique et de corrosion et des phénomènes couplés liés à l'irradiation et à l'exposition à un sel fondu. Des méthodes de prévention de la corrosion par la chimie du sel sont également investiguées. La question des matériaux reste néanmoins, à date, un point dur du concept.

Dans le domaine de la chimie et du cycle, de nombreuses activités expérimentales à petite échelle, mais également de simulation en dynamique moléculaire, ont contribué à produire de nouvelles données de propriétés thermophysiques et thermochimiques des sels chlorures, d'avancer sur la connaissance du comportement des produits de fission dans le sel, de progresser sur les briques de procédés du cycle, notamment sur la fabrication des sels à base de Plutonium ou d'Américium, et leur traitement. Ces travaux ont fait l'objet de deux brevets déposés en 2025 sur les traitements pyrométallurgique et hydrométallurgique des sels.

Sur la base des études de procédés, un schéma complet des unités de préparation des sels et de traitement des sels usés est proposé.

Dans le projet ISAC, les RSF étudiés sont vus comme complémentaires aux RNR-Na, pour assurer spécifiquement la fonction de gestion de l'Américium. L'étude d'un scénario intégrant une fraction de RSF dans un parc de RNR-Na a ainsi été menée pour évaluer la pertinence de l'utilisation des RSF. Les premiers résultats montrent, pour le scénario étudié, une stabilisation de l'inventaire en Américium et en Plutonium dans le parc et les installations du cycle.

Concernant les déchets, les résultats obtenus à ce jour montrent que les performances de transmutation du réacteur étudié dans le projet ISAC, combinées aux hypothèses de traitement et de conditionnement sélectionnées, conduisent à une réduction significative des quantités d'Américium dans les colis de déchets de haute activité et une réduction de la chaleur résiduelle de ces colis, avec donc potentiellement une réduction de l'emprise du stockage en couche géologique profonde.

Ainsi, l'organisation du projet, impliquant un réseau d'environ 150 chercheurs et doctorants à travers 14 laboratoires ou centres de recherche, et l'accès à des installations expérimentales de premier plan, a permis de progresser sur de nombreux sujets. Le projet a également permis la création de nouveaux

moyens expérimentaux au CEA et au CNRS qui pourront être utilisés au-delà du projet ISAC : projets européens, futures thèses communes, collaborations internationales...

Il faut noter néanmoins que le niveau de maturité technologique de ce type de réacteur et des unités du cycle du combustible reste bas. Pour aller plus loin, il sera nécessaire de lancer de nouveaux programmes expérimentaux à plus grande échelle pour le développement technologique et la qualification des composants, la validation des briques de procédés du cycle du combustible à l'échelle de pilotes, la démonstration de la tenue des matériaux aux conditions de fonctionnement en réacteur, l'acquisition de données sur les sels - y compris des données neutroniques - et la validation des outils de simulation, entre autres objectifs.

Par ailleurs, Le projet MOSARWASTE (MOlten SAIt Reactor WASTE) a pour objectif d'évaluer en détail le cycle des matières et des déchets de RSF, en particulier dans le cadre de l'esquisse du réacteur ARAMIS (Advanced Reactor for Actinides Management In Salt) ou assimilé, étudié dans le cadre du projet ISAC.

Dans une première partie du projet, deux voies de traitement des sels usés ont été proposées, la première basée sur une voie hydrométallurgie seule et la deuxième selon un couplage pyrométallurgie (pour séparer les actinides des lanthanides) suivi d'hydrométallurgie. Les déchets HA, à l'issue du procédé hydrométallurgique, sont considérés sous l'angle de la vitrification, en les diluant de l'ordre d'un facteur 10 dans un flux issu du traitement des combustibles REP UOx usés. Des compositions de verre type ont été définies suivant cette stratégie. Les verres ont été élaborés (en utilisant des simulants non radioactifs) et ils sont étudiés actuellement d'un point de vue de leur microstructure et de leur durabilité chimique. Leur particularité (par rapport au domaine de composition des verres actuels) réside notamment dans la présence de Magnésium provenant des sels combustibles dans leur composition, élément chimique dont on sait qu'il peut s'avérer délétère à partir d'une certaine teneur pour la tenue du verre à l'altération par l'eau. Dans les schémas de traitement, une source de déchet HA chloré a également été identifiée dont le conditionnement sera appréhendé dans la dernière année du projet en s'intéressant à des matrices alternatives partiellement cristallisées. Par ailleurs, l'entreposage d'un batch de sel usé (en cas de délais de traitement) a été exploré : les résultats indiquent que le sel est très thermique et nécessite un refroidissement actif en paroi du conteneur (ailette ou fluide réfrigérant). Enfin, le projet MOSARWASTE étudie également, sous le prisme des déchets, les concepts innovants de réacteurs à sels fondus qui voient le jour de par le monde en milieu chlorures et en milieu fluorures, ainsi que la comparaison MSFR (Molten salt fast reactor) par rapport à ARAMIS.

## 2. Le projet SPATIAL

La transmutation des AM dans des réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur (ADS) permettrait de réduire la quantité de déchets radioactifs HA destinés au stockage en couche géologique profonde. Cependant l'utilisation des ADS impose d'en mesurer en permanence la réactivité.

Le projet SPATIAL (Système Piloté par Accélérateur pour la Transmutation et la réduction des stockAges géoLogiques), porté par le CNRS-IN2P3 et financé par la Banque publique d'investissement (BPI) dans le cadre de France 2030, vise à mettre au point une méthode fiable de mesure de la réactivité, en quantifiant le plus précisément possible les biais et incertitudes qui impacteront la mesure de réactivité d'un ADS de puissance. Le projet SPATIAL consiste à :

- étudier très précisément les effets spatio-énergétiques qui perturbent la mesure de réactivité en réalisant des expériences inédites auprès d'une maquette d'ADS, l'installation GUINEVERE (SCK CEN, Belgique) ;
- transposer les résultats précédents à un ADS de puissance chargé en AM, afin de quantifier les biais et les incertitudes sur la mesure de sa réactivité.

## Annexe IV - Aperçu des projets en cours sur les traitements - conditionnements alternatifs des déchets du cycle

### 1. Projet PREPAC (Procédés de REcupération des Platinoïdes dans l'Aval du Cycle) – CEA/CNRS

Le projet PREPAC propose de développer des procédés de récupération de matières critiques (ruthénium, technétium, molybdène, rhodium et palladium) dans les usines de traitement-recyclage des combustibles nucléaires usés avec un double objectif : 1. augmenter les marges d'opérabilité des usines de traitement et minimiser le volume de déchets associés, notamment dans le cadre du multi-recyclage du Plutonium et 2. permettre la valorisation et le réemploi industriel des matières ainsi récupérées.

Les actions de R&D du projet concernent différentes étapes du procédé de traitement :

- les premières concernent les méthodes de récupération des éléments critiques au niveau de la tête du procédé, dès l'étape de dissolution du combustible usé. Cette stratégie permettra de proposer des flux séparés de certains éléments d'intérêt tout en simplifiant le schéma global de fonctionnement de l'usine. En effet, le fait d'enlever, par exemple, le molybdène dès cette étape, permettra d'augmenter la cadence de production et de diminuer le nombre d'étapes de purification au niveau du cœur du procédé. Un principe de précipitation contrôlée du MoZr sur anode sacrificielle sera testé ;
- les secondes se focalisent sur le développement de nouvelles briques technologiques qui se combineront aux procédés actuels d'extraction-dés-extraction. Plusieurs méthodes sont évaluées soit par volatilisation (par exemple par dissolution oxydante du ruthénium), précipitation sélective (pour le palladium) ou extraction sélective liquide/liquide (pour le rhodium ou le technétium).

Ces études font appel à de la R&D fine de compréhension de la chimie de coordination des différents éléments, aux tests et au choix de molécules organiques afin de déterminer les sélectivités et les rendements. Le projet met en œuvre à différentes échelles des bancs d'essais en inactif et en actif jusqu'à la haute activité dans l'INB Atalante à Marcoule.

### 2. Projet EPONA (Epuration du Palladium d'Origine Nucléaire par Avlis) – CEA/Orano/Amplitude Technologie

Les produits de fission issus du traitement des CU contiennent des éléments du groupe des platinoïdes, dont du palladium. La quantité annuelle produite par les opérations de retraitement avoisine les deux tonnes. Ce flux est aujourd'hui vitrifié avec le flux principal de déchets HA, son exutoire est donc le stockage en couche géologique profonde. Le coût, la demande et la rareté du palladium justifient de s'intéresser au recyclage de cette matière qui pourrait, sous réserve de dérogation au code de santé publique, trouver un usage dans le domaine conventionnel. De plus, la limitation de sa quantité dans les effluents vitrifiés est de nature à faciliter les opérations de vitrification.

Pour faciliter un retour sur le marché de ce palladium qui présente 6 isotopes, il faut l'épurer du seul isotope radioactif qu'il contient, le  $^{107}\text{Pd}$ , radionucléide artificiel émetteur bêta de demi-vie 6,5 millions d'années.

La voie « *laser atomique* » (procédé SILVA : Séparation Isotopique par Laser de Vapeur Atomique) a été retenue pour ce projet car il n'existe pas de composé du palladium compatible avec un procédé par ultracentrifugation. Par ailleurs, un procédé de type SILVA a la capacité de traiter des grandes quantités de matière dans une installation plus compacte. Le projet est porté par le CEA en raison des compétences qu'il a acquises sur le procédé SILVA lors de son développement pour l'enrichissement de l'Uranium (entre autres) jusqu'en 2003. L'objectif principal du projet est la démonstration à l'échelle de quelques grammes de la faisabilité de séparation de palladium en deux flux, l'un enrichi et l'autre appauvri en  $^{105}\text{Pd}$  (simulant du  $^{107}\text{Pd}$  car, pour ce projet, il n'est en effet pas envisagé de travailler avec du palladium radioactif, mais seulement sur du palladium d'origine naturelle).

A la fin de l'année 2025, l'intégration des différentes briques technologiques du procédé a été validée avec succès : l'évaporation — qui génère la vapeur atomique —, le bloc extracteur-collecteur (BEC) — permettant de récupérer les isotopes non radioactifs du Pd —, ainsi que le système optique photons (SOP) et deux faisceaux laser en ultraviolet (UV) — longueurs d'onde adaptées à cette application. Le bon fonctionnement de l'ensemble a été confirmé par la détection d'un courant d'ions sur le BEC, démontrant ainsi l'ionisation effective d'isotopes de palladium sous l'effet des lasers UV. Si cette étape a permis de valider la faisabilité technique du procédé, c'est l'essai quantitatif prévu en 2026 qui fournira les premières indications sur ses performances en matière d'enrichissement. Parallèlement, les études de dimensionnement et de chiffrage du pré-pilote industriel ont été finalisées, avec pour objectif de traiter une quantité de palladium issue des produits de fission de l'usine de La Hague, estimée à 600 kg par an.

### 3. Projet REGAIN (Recyclage des GAINes Nucléaires) – Orano/CNRS/Framatome/CEA

Le projet REGAIN étudie une solution alternative basée sur une approche innovante et totalement en rupture visant à réduire de manière progressive la radioactivité des coques des CU (tronçons de gaine sans combustible), ce qui permettrait de limiter le volume à envoyer au stockage MAVL de CIGEO. Potentiellement, ce concept original pourrait permettre de créer un cycle du zirconium nucléaire.

Les objectifs techniques sont dans un premier temps de décontaminer la surface des coques des actinides et produits de fission par une attaque en milieu sel fondu, puis dans une deuxième étape de purifier le zirconium des produits d'activation présents au sein du matériau de gainage par une réaction gaz-solide en voie chlorurée. Ce procédé vise à obtenir du tétrachlorure de zirconium purifié, intrant de la fabrication d'alliages pour le nucléaire.

La R&D met en œuvre plusieurs bancs d'essais ainsi que des pilotes à l'échelle du kg en inactif, mais aussi en actif à l'échelle de quelques coques réelles pour les deux étapes. Selon les facteurs de décontamination atteints, le zirconium décontaminé pourrait être orienté vers une voie de recyclage, ou un stockage de type faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC) ou faible activité à vie longue (FA-VL).

Le projet REGAIN évalue également une solution alternative mettant en œuvre un procédé de fusion décontaminante en une seule étape. La fusion des coques en contact avec un laitier présentant une affinité plus grande que le métal avec les actinides, produits de fission et produits d'activation a pour objectif de permettre la séparation des contaminants. La R&D vise ici essentiellement à identifier un laitier adapté, à l'échelle laboratoire en inactif.

### 4. Projet D-CLIC (Conditionnement de déchets ChLorés, Iodés et/ou Carbonatés dans des apatites phosphocalciques) – CEA/CNRS/Université de Bourgogne/CIRIMAT

Le projet D-CLIC vise à développer une méthode originale d'immobilisation de trois radionucléides à vie longue :  $^{14}\text{C}$ ,  $^{36}\text{Cl}$  et  $^{129}\text{I}$  qui sont des contributeurs majeurs de la dose à l'exutoire de sites de stockage en couche géologique profonde en milieu argileux accueillant des déchets radioactifs stabilisés MA-VL ou HA. L'enjeu est de recourir à une matrice de phosphate de calcium à structure apatitique, minéral dont les propriétés remarquables de durabilité sont bien établies, en évitant les écueils des solutions explorées par le passé (verres de phosphate d'argent, apatites vanado-plombeuse) qui recourent à des métaux nobles ou à forte valeur ajoutée tels que l'argent ou à des métaux toxiques comme le plomb. Le projet D-CLIC vise également au développement d'une matrice flexible, pouvant accueillir ces radionucléides seuls ou en mélange.

L'approche explorée est celle de l'incorporation des anions iodate, chlorure et/ou carbonate au sein d'apatites phosphocalciques. Le premier objectif sera de comparer deux voies d'élaboration de ce matériau : 1. une voie dite par céramisation, consistant à former les phases apatitiques par précipitation, puis à mettre en forme les poudres obtenues par frittage à basse température et 2. une voie dite par cimentation, dans laquelle la solution contenant les anions à insolubiliser constituera la solution de gâchage d'un ciment apatitique dont les réactifs seront à déterminer.

Le deuxième objectif est de réduire la surface d'échange des matériaux élaborés pour limiter le terme source de relâchement (l'eau d'un futur site de stockage en couche géologique profonde). Dans le cas de la voie par céramisation, une optimisation du cycle de frittage sera recherchée, incluant une adaptation des vitesses de chauffe et de refroidissement pour éviter le piégeage de gaz consécutif à la déshydratation du matériau. Dans le cas de la voie par cimentation, on évaluera l'intérêt d'une mise en forme par vibro-compaction pour réduire la porosité des matériaux obtenus.

Enfin, le troisième objectif est enfin une première évaluation des performances de durabilité des matériaux obtenus en considérant des environnements d'altération variables (eau pure et milieu aérobie pour se confronter à la littérature existante ou conditions correspondant à un milieu argileux en conditions anoxiques et en ambiance réductrice, qui pourraient être rencontrées dans un site de stockage à long terme).

Les essais préliminaires de synthèse par précipitation d'une apatite co-substituée aux ions iodate et carbonate ont pu démontrer la faisabilité de cette co-substitution, avec un taux d'incorporation de plus de 5% massique pour chacun des anions. Par contre, concernant la synthèse par voie aqueuse de l'hydroxyapatite substituée aux ions chlorure, les essais préliminaires n'ont pas été concluants, en accord avec le fait que la compétition entre les ions hydroxyde et les ions chlorure soit thermodynamiquement défavorable de l'incorporation des chlorures dans l'hydroxyapatite. Il a donc été choisi, dans la suite du projet D-CLIC, d'abandonner l'étude de l'incorporation du Cl dans les apatites et de concentrer les efforts sur l'étude des apatites co-substituées aux ions iodate et carbonate. Enfin, on peut noter que cette co-substitution carbonate/iodate a pu également être obtenue par la voie de synthèse cimentaire à partir du système brushite/vatérite.

5. Le développement prospectif de solutions alternatives aux composants métalliques de l'alvéole HA (Andra)

### Contexte

Le projet Cigéo sera développé progressivement sur, a minima, une centaine d'années, offrant la possibilité aux générations futures d'intégrer des évolutions de conception rendues notamment possibles par les progrès scientifiques et techniques et le retour d'expérience du fonctionnement de l'INB Cigéo, dans le respect de l'atteinte des objectifs de sûreté en exploitation et en après fermeture.

Le développement par l'Andra de solutions innovantes concernant l'alvéole HA s'inscrit dans cette démarche prospective, certes à un horizon de temps de 2080, date prévisionnelle de prise en charge des déchets HA du quartier HA1/2, mais permettant d'ores et déjà de tracer des perspectives. Dans cette optique, l'Andra a initié des travaux visant à démontrer la faisabilité scientifique et technique de développer certains composants des alvéoles HA de Cigéo avec des matériaux non métalliques en remplacement des aciers bas carbone retenus actuellement en référence. Il s'agit du conteneur de stockage HA et du chemisage de l'alvéole HA. L'objectif afférent est de contribuer à limiter la production de dihydrogène (induite par la corrosion anoxique des aciers) en après-fermeture afin d'accroître la robustesse de la démonstration de sûreté en après-fermeture vis-à-vis de la fonction de préservation des propriétés favorables du Callovo-Oxfordien.

Différentes approches, avec des TRL compris entre 2 pour le conteneur et 3 pour le chemisage, sont en cours d'évaluation ou d'étude. Elles sont basées sur l'utilisation de céramiques techniques essentiellement de type oxyde, sous forme monolithique ou de composites. Les travaux engagés ou à venir couvrent à la fois la formulation du matériau, sa caractérisation, sa durabilité (définie par sa résistance au chargement mécanique couplé au vieillissement) mais aussi la faisabilité de ces composants de grandes dimensions.

### Les céramiques pour les conteneurs de stockage HA

Deux verrous scientifiques et techniques majeurs sont à considérer pour atteindre l'exigence d'étanchéité à l'eau d'un conteneur en céramique durant la phase où l'activité radiologique (et donc la température) est la plus importante, soit 500 ans pour les déchets destinés au quartier de stockage HA. Ces deux verrous sont : (i) la fabrication d'un conteneur en céramique résistant au chargement mécanique imposé par la convergence du milieu couplé au vieillissement induit par le contact avec l'eau issue du matériau de remplissage (entre la roche et le chemisage) et (ii) le scellement du corps avec le couvercle du conteneur.

S'agissant de la fabrication du conteneur HA, la nécessité de réaliser des pièces en céramique de très grande épaisseur, de l'ordre de 3 à 7 cm suivant le matériau, constitue un réel défi technique. L'épaisseur peut néanmoins être réduite en optimisant la résistance mécanique du matériau fritté. La réalisation de cet objectif passe par une optimisation de la microstructure et de la composition de la céramique, mais également par l'ajustement et le contrôle des paramètres d'élaboration. Cette démarche s'est concrétisée en 2023 par la fabrication d'une première maquette en alumine pure (échelle 1/5, soit 30 cm de long et épaisseur 1/2, soit 2 cm).

Afin de réaliser un scellement effectif et étanche, il a été montré que la fusion d'un matériau d'apport était la voie la plus pertinente. Deux axes de développement découlent alors de cette assertion : (i) celui d'un

matériau d'apport aux propriétés adaptées (coefficient de dilatation, point de fusion, propriétés mécaniques...) et (ii) celui d'une méthode de chauffage efficace et n'induisant pas d'altération de la matrice vitreuse confinant les déchets ; à cet égard, le chauffage résistif ou par micro-ondes apparaissent prometteurs.

Chacun des deux aspects décrits ci-dessus nécessite une poursuite des études engagées afin d'optimiser les matériaux et procédés et de qualifier l'ensemble, en termes de durabilité pour les premiers et de viabilité technique pour les seconds, afin d'atteindre un TRL 3-4 à l'horizon 2030.

### **Les Composites à Matrice Céramique pour le chemisage de l'alvéole HA**

Des modélisations mécaniques ont montré que la tenue de ce composant réalisé en Composite à Matrice Céramique (CMC) seul n'était pas assurée avec les conditions de chargement (notamment anisotropes) prévues dans l'alvéole HA. Ainsi, une alternative a été développée. Il s'agit d'une structure en sandwich comportant une âme (cylindre creux) en céramique monolithique drapée, à l'intrados et à l'extrados, de CMC. Cette architecture utilise l'effet clé de voute via l'âme monolithique et s'affranchit de la fragilité intrinsèque de cette dernière grâce aux CMC qui reprennent les efforts de traction auxquels sont sensibles les céramiques.

Les architectures étudiées sont de deux types, partageant une même âme en alumine, mais différant par la nature des renforts du CMC, fibres d'oxyde ou fibres de carbone. Deux maquettes à l'échelle 1/5 ont ainsi été réalisés en 2022. Des essais de chargement confiné et d'écrasement ont permis de montrer que l'intégrité mécanique des assemblages, des deux types, est maintenue, ce qui satisfait l'exigence afférente à ce composant liée à la récupérabilité des colis de stockage durant une période séculaire. Une étude systématique de l'influence de défauts de fabrication doit être conduite afin de définitivement qualifier ces composants en termes de résistance mécanique. La durabilité et notamment la résistance à la corrosion par l'eau issue du matériau de remplissage (entre la roche et le chemisage) reste aussi à évaluer et il faudra valider si elle n'empêche pas le composant d'atteindre les exigences requises. A cette fin, deux dispositifs d'essais (en statique et en dynamique) ont été conçus et testés. Ces travaux devraient permettre afin d'atteindre un TRL 5-6 d'ici 2030.

# Annexe V – Synthèse des présentations sur l'entreposage

## 1. Conclusions du débat public 2005 sur la gestion des déchets HA / MA-VL

Dans le cadre du débat public de 2005, la préférence exprimée par des participants au débat pour l'entreposage des déchets HA, plutôt que leur stockage en couche géologique profonde, trouvait son fondement dans la défiance envers les institutions et les élites, la peur de la radioactivité et l'attachement au territoire. L'alternative alors présentée s'articulait autour de la réversibilité. Ceci a conduit le public à défendre l'entreposage comme l'étalon de la réversibilité puisque la surveillance et la reprise des colis y sont possibles en tant que de besoin. Dès lors, l'ELD a laissé la place dans les débats à l'entreposage dit « pérennisé ». Cette stratégie permet de faire progresser concomitamment les essais sur le stockage en couche géologique profonde et l'expérimentation d'un entreposage pérennisé ; la décision quant à la gestion des déchets pouvant alors être prise après l'approfondissement, pendant une durée de l'ordre de 15 ans, des deux options.

En 2006, la loi sur la gestion des déchets [4] n'a pas suivi ces conclusions du débat public de 2005. Néanmoins, l'établissement d'un rapport sur la réversibilité et la tenue d'un nouveau débat public, lequel s'est tenu en 2013, ont été initiés.

Un nouveau débat public relatif au PNGMDR mené de 2019 à 2021 a conclu à la nécessité d'une étude sur les alternatives.

A ce jour, trois constats peuvent être dressés :

- la comparaison de Cigéo à des solutions alternatives qui soient en résonance avec la psychologie collective du public s'est imposée. Cette comparaison pourrait durer le temps de la phase pilote ;
- l'entreposage pérennisé n'est plus d'actualité mais l'implication de la société pendant au moins quelques siècles paraît incontournable ;
- la défiance reste présente.

Une nouvelle proposition issue du débat public consistait à étudier une « variante » (et non une « solution alternative ») répondant progressivement à cette défiance : gérer la réversibilité pendant deux à trois siècles en entreposage puis stocker les colis en couche géologique pour les millénaires suivants. Pendant l'entreposage, ce serait l'occasion de fiabiliser les colis et d'accroître la longévité du colisage avec un programme de recherche approprié (étude industrielle, ESE et recherche scientifique).

## 2. Enjeux liés à l'entreposage de longue durée

Un entreposage de colis contenant des matières ou des déchets radioactifs est une installation temporaire. Elle est soumise à la réglementation des INB, qui impose des exigences spécifiques en matière de traçabilité, de surveillance et de possibilité de reprise des colis à tout moment, outre les exigences générales de sûreté et de radioprotection. En tout état de cause, les colis sont destinés à être repris pour un nouvel entreposage ou un stockage définitif. Lorsque la durée d'entreposage envisagée est très longue (plusieurs centaines d'années comme cela a pu être étudié par le passé), des aspects cruciaux tels qu'une conception adaptée, la surveillance, la maintenance et la gestion du vieillissement prennent une importance particulière.

Un ELD nécessite des conceptions simples et robustes, distinctes de celles des autres types d'installations. Celles-ci visent à intégrer les problématiques liées au vieillissement, qui s'amplifient avec le temps, ou à l'obsolescence de matériels. Ces conceptions doivent garantir des marges de sûreté suffisantes tout au long de la durée de vie de l'installation, tout en intégrant la possibilité d'évacuer les colis. À cet effet, il est important de prévoir la possibilité de remplacer ou de réparer les éléments de l'installation ou les colis. Cela peut nécessiter de prévoir des espaces réservés pour entreposer temporairement une partie des colis.

Les marges de sûreté doivent également permettre à l'installation de s'adapter aux changements dans les risques à prendre en compte dans l'analyse de sûreté (changement climatique, évolution des connaissances ou des risques d'origine anthropique...).

Il est également essentiel d'anticiper le maintien des moyens supports de l'installation (fournisseurs matériels et utilités, laboratoires, logistique, gestion déchets et effluents ...), indispensables à son exploitation, sa maintenance et sa surveillance. À cet égard, les différentes phases d'exploitation (remplissage, entreposage, désentreposage, cessation d'activité) présentent chacune des enjeux, des exigences et des équipements spécifiques, dont certains sont directement liés à de futures opérations. Le maintien et la surveillance de ces équipements tout au long de l'exploitation sont importants, nécessitant des moyens particuliers et des opérations d'exploitation régulières.

Enfin, l'état des colis, qui constituent une barrière de confinement lors de l'entreposage ainsi que lors des opérations de reprise ou de futur entreposage ou stockage, doit faire l'objet d'une surveillance rigoureuse.

Il est également primordial de prendre en compte des scénarios d'abandon de l'exploitation, qu'ils soient temporaires ou plus prolongés, afin de garantir la résilience de l'installation sur une période aussi longue.

### 3. Evaluation socio-économique de Cigéo

L'ESE de Cigéo vise à comparer le stockage en couche géologique profonde, incluant la phase pilote, à un ELD renouvelé tous les 100 ans.

Les variables de l'ESE sont :

- l'état de la société : prospère avec des institutions fortes (OK) ou en décroissance avec des institutions dégradées (KO) ;
- le taux d'actualisation ;
- les coûts.

Les options étudiées sont :

- la réalisation du projet Cigéo tel que prévu par l'Andra ;
- la réalisation d'une première phase durant laquelle seuls les déchets MA-VL sont stockés ; en parallèle, les recherches pour trouver une autre solution pour les déchets HA (transmutation par exemple) se poursuivent. En 2070, soit les recherches sont fructueuses et on retient la solution trouvée, soit elles sont infructueuses et l'on décide de stocker les déchets HA dans Cigéo ;
- la construction de Cigéo débute mais aucun déchet n'est stocké ; en parallèle les recherches pour trouver d'autres solutions se poursuivent. En 2070, plusieurs possibilités se présentent en fonction des résultats des recherches ;
- report à 2070 de la décision de réaliser les premiers investissements dans Cigéo : en parallèle des recherches sont menées. Cette option entraîne un risque de perdre le site du fait de la versatilité des opinions locales. Une variante est d'attendre et de transmettre le problème de la gestion de ces déchets aux générations futures.

L'option 1 (Cigéo) est préférable dans 4 cas sur 6 (scénario d'une société KO avec des taux d'actualisation bas, intermédiaire et élevé et scénario d'une société OK avec un taux d'actualisation bas). L'option 4 (ELD) est préférable dans 2 cas sur 6 (scénario d'une société OK avec un taux d'actualisation intermédiaire ou élevé).

Néanmoins, ces options ne sont pas comparables en termes de service rendu à la société. La raison d'être de Cigéo tient à sa capacité à protéger de façon passive les générations futures c'est-à-dire sans intervention humaine et donc à l'abri des évolutions de la société quelles qu'elles soient par exemple en cas de décroissance économique et de société dégradée. A cela s'ajoute une considération éthique : c'est la génération actuelle qui a profité de l'énergie nucléaire produite par le parc actuel, c'est donc à elle de gérer ses déchets, même si demain des progrès techniques sont possibles pour se débarrasser de façon efficace de ces déchets. D'autant que les générations futures auront aussi d'autres soucis majeurs à gérer (accidents graves liés au réchauffement climatique par exemple).

Quelle prime d'assurance la société est-elle prête à payer pour avoir la garantie que la solution retenue sera la moins risquée ? Le bénéfice assurantiel varie en fonction du taux d'actualisation et de la probabilité de survenue du scénario KO. Les calculs menés montrent que cette prime, à payer en une fois, est de l'ordre de 8 milliards d'euros soit, 120 euros par Français. En d'autres termes, *si la disposition à payer de chaque*

*Français est au moins égale à 120 euros, la solution Cigéo est la bonne solution.* L'ELD l'emporte uniquement si l'on est optimiste pour le futur et la société ou si l'on prête peu d'attention aux générations futures.

4. *Présentation de l'avis du 1<sup>er</sup> février 2006 sur les recherches relatives à la gestion des déchets HA menées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 [2]*

L'avis de l'ASN du 1<sup>er</sup> février 2006 s'est appuyé sur les résultats des 15 ans de travaux et de recherches menés par le CEA et l'Andra sur la gestion des déchets radioactifs HAVL conformément à la loi du 30 décembre 1991 [2].

Dans son avis, l'ASN évaluait les trois axes de recherche définis par cette loi [2] :

- séparation et transmutation : l'ASN a estimé que la faisabilité technologique de cette option n'était pas encore prouvée et qu'elle ne permettrait pas d'éliminer totalement les déchets HA. De plus, l'application industrielle n'était pas envisageable avant 2040, et cette méthode générerait toujours des déchets radioactifs résiduels pour lequel une filière de gestion demeure à trouver. L'ASN estimait donc qu'une autre solution de référence était nécessaire ;
- conditionnement et ELD : l'ASN a considéré que l'entreposage ne constituait qu'une solution temporaire, notamment nécessaire pour permettre le refroidissement des déchets avant leur stockage définitif. L'ASN a indiqué que l'ELD ne constituait pas une solution définitive car il suppose le maintien d'un contrôle de la part de la société et leur reprise par les générations futures, ce qui semble difficile à garantir sur des périodes de plusieurs centaines d'années ;
- stockage en couche géologique profonde : l'ASN a considéré le stockage en couche géologique profonde comme une solution de gestion définitive apparaissant incontournable. Les études menées par l'Andra sur la formation géologique de Bure confirment la faisabilité de ce type de stockage.

L'ASN soulignait également la nécessité d'assurer la réversibilité du stockage pour une durée limitée, et appelait à la mise en œuvre d'un Plan national de gestion des déchets radioactifs afin de garantir une approche cohérente et globale.

L'avis du 1<sup>er</sup> février 2006 a été rendu en vue d'éclairer les parlementaires dans la préparation de la loi relative à la gestion des déchets du 28 juin 2006 [4] et tous les ans, l'ASN émet une mise à jour sur le sujet dans son rapport annuel.

# Annexe VI – Synthèse des présentations sur le stockage en forage profond

## 1. Présentation de l'AIEA

En introduction, l'AIEA souligne que le SFP suscite un intérêt pour un nombre relativement limité de pays. Néanmoins, l'AIEA est interrogée et doit construire son positionnement sur cette option.

L'approche retenue est de :

- vérifier dans quelle mesure le concept de SFP est en phase avec les standards de sûreté développés au sein de l'Agence et plus particulièrement au sein du Département de sûreté et sécurité nucléaire ;
- se prononcer sur les prérequis, c'est-à-dire le minimum attendu du point de vue de la sûreté pour ce type de stockage ;
- identifier les éventuels travaux à conduire.

Aussi, les objectifs poursuivis sont les suivants :

- apprécier l'applicabilité des normes de sûreté existantes au concept de SFP ;
- formuler, en tant que de besoin, des recommandations visant à améliorer les normes de sûreté existantes ;
- développer, si nécessaire, des guides spécifiques ;
- dresser un état des lieux du concept de SFP à l'échelle internationale ;
- discuter des avantages et inconvénients du SFP au regard des autres concepts de stockage géologique existants (stockage en couche géologique profonde de type Cigéo par exemple), dits « *stockages conventionnels* » dans la suite ;
- discuter de l'approche à adopter pour un dossier de sûreté d'un concept de SFP, notamment pour ce qui concerne la défense en profondeur, les fonctions de sûreté, le concept multi-barrières, etc. ;
- identifier les développements technologiques nécessaires pour atteindre un niveau de maturité suffisant.

Les normes et guides de sûreté existants pour stocker les déchets (comprenant un guide spécifique au SFP mais restreint à la prise en charge de sources radioactives) restent applicables au SFP même si certaines spécificités seraient vraisemblablement à prendre en compte. S'agissant du cadre réglementaire et du processus d'autorisation associé à un tel concept, aucun élément ne laisse penser que le processus d'autorisation applicable à un stockage conventionnel ne soit pas applicable au SFP. Toutefois, les programmes nationaux s'appuyant sur des normes nationales potentiellement différentes, harmoniser, à l'échelle internationale, les normes de sûreté associées au concept de SFP est un enjeu. Enfin, l'approche modulaire permise par le concept de SFP peut être attractive pour les pays disposant d'inventaires hétérogènes mais pourrait nécessiter un processus d'autorisation spécifique différent de celui retenu pour un stockage conventionnel à grande échelle.

Pour ce qui concerne la sûreté au sens large, le concept de SFP repose sur une barrière géologique dont la très grande profondeur offre une plus grande tolérance aux incertitudes liées à la caractérisation des déchets et des colis. En contrepartie, l'impossibilité de recourir à un laboratoire souterrain, contrairement à un stockage conventionnel, conduit à disposer de moins d'informations sur le site. Par ailleurs, le principe de défense en profondeur s'applique de la même façon, ainsi que le concept multi-barrières bien que la contribution relative de chacune d'entre elles (matrice, scellements, milieu géologique, etc.) varie par rapport à un stockage conventionnel. Les phases d'exploitation puis de surveillance seraient quant à elle probablement plus courtes. Enfin, la récupérabilité des déchets radioactifs post-fermeture ne constitue pas une exigence de l'AIEA et il faut rappeler qu'aucune compromission, du point de vue de la

sûreté, ne doit être envisagée dans l'objectif d'améliorer la récupérabilité du point de vue de l'AIEA. Pour autant, il apparaît nécessaire de démontrer, du point de vue de la sûreté en phase d'exploitation, la récupérabilité des déchets radioactifs et d'en apprécier les conséquences sur la sûreté à long terme.

Sur la base de ces conclusions, les travaux engagés par l'AIEA suggèrent d'élaborer une publication spécifique au concept de SFP comprenant :

- des clarifications sur la manière dont les normes et guides de sûreté existants peuvent s'appliquer au concept de SFP ;
- les ajustements à prendre en compte pour ce qui concerne les spécificités du concept de SFP au regard du choix et de la caractérisation du site, de la conception du stockage, du dossier de sûreté et du processus d'autorisation ;
- une analyse comparative des dossiers de sûreté d'un stockage conventionnel et d'un SFP, depuis la conception préliminaire jusqu'à la fermeture de l'installation.

L'une des missions de l'AIEA est de rassembler, autour de certains sujets d'importance, les représentants des états membres de l'Agence. Pour ce qui concerne le concept de SFP, les enjeux sont d'apprécier si celui-ci peut constituer une composante utile et pertinente d'une stratégie de gestion nationale et d'identifier les travaux de recherche et développement (R&D) à approfondir pour répondre aux questionnements des états membres et « *dérisquer* » les projets industriels.

Le concept de SFP est perçu comme une approche efficace par certains pays :

- disposant d'un inventaire de déchets radioactifs limité en volume (par exemple, un inventaire limité en CU issus du fonctionnement de réacteurs de recherche) ;
- pays envisageant un stockage conventionnel mais disposant d'inventaires spécifiques (issus de situations accidentelles, présentant des caractéristiques physico-chimiques complexes, etc.) pour lesquels le concept de SFP pourrait constituer une solution complémentaire.

Ainsi, dans le cadre d'un projet de recherche coordonné initié par l'AIEA (« *coordinated research project* » (CRP)), plusieurs pays ont manifesté leur intérêt pour étudier plus avant ce concept (Australie, République Tchèque, Croatie, Danemark, Indonésie, Malaisie, Pays-Bas, Norvège, Pakistan, Slovénie, Ukraine, Etats-Unis, etc.) voire pour supporter des programmes de R&D (Chine, Egypte, Finlande, Allemagne, Russie, Royaume-Uni, etc.). Dans le cas de l'Ukraine, le concept de SFP pourrait être utile pour la gestion à long terme de certains déchets radioactifs issus de l'accident de Tchernobyl, en particulier les fragments de combustibles qui seront récupérés lors des opérations de démantèlement du réacteur accidenté. Dans le cadre de ce CRP, l'AIEA cherche à réaliser une analyse globale d'un concept de SFP pour structurer l'ensemble des questionnements des pays membres et les mettre en regard d'un catalogue d'exigences génériques auxquelles un SFP devrait satisfaire. Un des enjeux est de recenser l'ensemble des études déjà réalisées et d'identifier les sujets à approfondir.

Un certain nombre de sujets méritent des développements : techniques de forage, caractérisation de la roche hôte (et gestion des incertitudes), récupérabilité partielle des déchets radioactifs, caractérisation du relâchement des radionucléides et toxiques chimiques, mise en œuvre et performances des scellements, analyse des risques en phase d'exploitation, acceptation sociétale, etc. il faut mentionner aussi le besoin de mener des réflexions sur la manière d'adopter une approche progressive dans le processus de conception d'une installation de type SFP, ou encore de proposer *un dossier de sûreté de référence*.

*In fine*, l'objectif est que les pays membres disposent d'une base de connaissances sur les options de stockage des déchets radioactifs suffisante pour :

- nourrir leurs réflexions et leur permettre, le cas échéant, de retenir le concept de SFP ;
- lancer les programmes de R&D nécessaires aux choix d'implantation, au processus d'autorisation et à la mise en œuvre d'une telle installation ;
- mettre en œuvre un démonstrateur.

Dès lors, la question cruciale restera « *quel pays se lancera en premier pour investir et avancer dans un tel projet ?* »

Pour conclure, l'AIEA considère que les pays membres sont légitimes pour étudier les alternatives ou solutions complémentaires au stockage conventionnel des déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL) et de haute activité (HA), tout en alertant sur le fait que de telles études ne doivent pas déraisonnablement retarder le développement et la mise en œuvre d'une solution de gestion à long terme de ces déchets radioactifs. L'AIEA n'a pas vocation à se positionner en faveur ou non d'un concept mais à définir les prérequis et à examiner dans quelle mesure les standards existants peuvent s'appliquer à ce concept. La constructibilité de l'installation ainsi que la sûreté en phase d'exploitation (y compris la récupérabilité des déchets radioactifs) restent des points d'attention. Enfin, une évaluation technico-économique et sociétale serait un préalable à toute décision.

## 2. Présentation des travaux menés dans le cadre du programme EURAD2 (Egis)

L'objet de cette présentation est de présenter aux membres du CEDA l'état d'avancement et les perspectives des travaux menés sur le concept de SFP au sein du groupe « *Alternative radioactive waste management* » (ASTRA) du « *European joint programme on radioactive waste management* » (EURAD2) de la Commission européenne, visant à identifier les préoccupations des parties prenantes ainsi que les besoins en R&D pour renforcer la confiance dans la possible mise en œuvre du concept de SFP.

Les travaux sur le concept de SFP au sein d'ASTRA rassemblent de nombreux et divers partenaires européens, à des degrés d'implication variés, ainsi que de nombreuses parties prenantes à l'échelle internationale, ce qui illustre l'intérêt grandissant pour cette option de gestion des déchets radioactifs et procure des perspectives et points de vue variés.

La feuille de route d'ASTRA relative au concept de SFP est la suivante :

- décembre 2024 à février 2025 : revue des études existantes (notamment celles réalisées dans le cadre du réseau SITEX (« *Sustainable network for Independent technical expertise on radioactive waste management* ») ;
- février 2025 à avril 2025 : cartographie des lacunes et incertitudes, collecte d'informations (transmission de données et organisation d'entretiens individuels avec des chercheurs, des experts en forages, des autorités de radioprotection et de sûreté nucléaire, etc.) ;
- avril 2025 : premier atelier de travail avec les partenaires sur les principales incertitudes du concept de SFP ;
- juin 2025 à septembre 2025 : examen des exigences et recommandations existantes relatives au concept de SFP, développement d'un concept générique ;
- septembre 2025 : deuxième atelier de travail avec les partenaires sur les fonctions de sûreté et exigences associées du concept de SFP générique développé et focus sur le rôle de la société civile ;
- novembre 2025 : rédaction des conclusions issues de deuxième atelier.

Une majorité des concepts envisagés s'intéresse au SFP vertical pour la gestion de CU issus de l'exploitation de réacteurs de recherche ou de futurs SMR ainsi que pour la gestion de déchets HA. En tout état de cause, il s'agit généralement d'inventaires de volume limité. Il n'existe pas de consensus sur la profondeur de forage (l'objectif étant d'atteindre la couche géologique présentant des caractéristiques favorables), le diamètre de forage, ou la roche hôte (celle-ci étant fonction de la géologie du pays).

Par ailleurs, des entretiens avec divers experts, il ressort que la maîtrise des techniques de forage n'est pas une préoccupation tandis qu'il existe un réel enjeu à démontrer la performance des scellements pour pouvoir poursuivre le développement du concept de SFP.

Les principales lacunes ou incertitudes identifiées en avril 2025 résultent des échanges avec les partenaires du projet concernant les questions de caractérisation / sélection de site, de forage pilote et de démonstration de sûreté :

- caractérisation / sélection de site : les critères de sélection de site retenus sont une géologie appropriée à une profondeur adaptée et la présence d'eaux souterraines anciennes et isolées au sein desquelles les mécanismes de diffusion prévalent. A l'inverse, sont retenus comme critères d'exclusion l'existence d'un fort gradient hydraulique et la présence de failles tectoniques actives ;
- forage pilote : la mise en œuvre d'un forage pilote est nécessaire pour démontrer, notamment auprès de la société civile, la faisabilité du concept de manière générale et de ses éléments les moins matures en particulier (système de manutention, scellement, etc.). Un concept générique doit être développé pour fournir une base qui pourra ensuite être adaptée à un site particulier ;
- démonstration de sûreté : des incertitudes sont identifiées quant à la maîtrise de la sûreté en exploitation et la question des performances et du vieillissement des barrières de confinement a été discutée.

Le premier atelier de travail d'avril 2025 a permis de mettre en exergue le besoin de disposer d'un concept générique pour progresser dans les discussions, notamment pour ce qui concerne les fonctions de sûreté et les exigences associées.

Aussi, sur la base, d'une part des recommandations internationales existantes (AIEA et Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE)), d'autre part du recueil des exigences dans le cadre des entretiens avec divers experts (dont des représentants d'autorités de sûreté), un concept générique de SFP a été défini (roche non précisée, forage vertical d'une profondeur d'environ 4,5 km et d'un diamètre de quelques dizaines de centimètres, zone de stockage de quelques centaines de mètres, bouchons en matériau cimentaire entre chaque colis de déchet, scellement en bentonite puis remblais en matériau cimentaire) et les fonctions de sûreté des principaux composants ainsi que leurs exigences associées ont été décrites.

Lors du deuxième atelier de travail avec les partenaires de septembre 2025, ces exigences ont fait l'objet d'un classement par ordre de priorité au moyen d'un système de vote qualitatif par les participants.

Selon la société civile, impliquée dans le groupe ASTRA, il est essentiel de prendre en compte dans les études le risque d'intrusion humaine et de débattre des enjeux autour de la réversibilité du stockage des colis. La société civile insiste également sur le besoin de disposer d'un dossier de sûreté « *solide et transparent* ».

Pour conclure, le rapport des travaux conduits dans le groupe ASTRA consacré au concept de SFP est en cours de rédaction et les travaux pourraient se poursuivre dans le cadre d'une « *seconde vague* » d'EURAD2 avec comme objectifs de :

- proposer une évaluation générique de la sûreté en phase d'exploitation ;
- améliorer les technologies de caractérisation des sites afin de nourrir les évaluations de sûreté ;
- construire un référentiel de nature à renforcer la confiance de la société civile ;
- développer du matériel pédagogique pour mieux diffuser la connaissance.

## Annexe VII – Présentation des travaux du Comité

Les travaux du Comité ont été présentés lors des réunions suivantes :

- 29 novembre 2024 : présentation des modalités de travail du CEDA au Comité éthique et société (CES) auprès de l'Andra ;
- 13 janvier 2025 : présentation du rapport intermédiaire devant la Commission orientations (CO) du PNGMDR ;
- 2 octobre 2025 : présentation du rapport intermédiaire devant le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN) ;
- 9 décembre 2025 : participation au débat public relatif à l'élaboration de la 6ème édition du PNGMDR – webinaire « *Les alternatives et solutions complémentaires à l'enfouissement profond : où en est la recherche ? Comment associer les citoyens ?* »