

# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

---

DES RECHERCHES ET ÉTUDES RELATIVES  
A LA GESTION DES MATIÈRES ET DES DÉCHETS RADIOACTIFS

*instituée par la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006*

## RAPPORT D'ÉVALUATION N°5

NOVEMBRE 2011

# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

---

DES RECHERCHES ET ÉTUDES RELATIVES  
A LA GESTION DES MATIÈRES ET DES DÉCHETS RADIOACTIFS

*instituée par la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006*

RAPPORT D'ÉVALUATION N°5

Tome 1

NOVEMBRE 2011

# S O M M A I R E

## **Tome 1**

<b>RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS</b> .....	<b>1</b>
<b>ACTIVITÉS DE LA CNE2</b> .....	<b>4</b>

## **Chapitre 1 – SÉPARATION-TRANSMUTATION**

<b>1.1. CONTEXTE SCIENTIFIQUE ET TECHNIQUE</b> .....	<b>6</b>
<b>1.2. TRANSMUTATION ET MULTIRECYCLAGE</b> .....	<b>7</b>
1.2.1. Trois actinides importants potentiellement concernés par la transmutation.....	7
1.2.1.1. Plutonium.....	7
1.2.1.2. Américium.....	8
1.2.1.3. Curium .....	8
1.2.2. Vitesse de transmutation .....	9
<b>1.3. OUTILS DE DÉMONSTRATION</b> .....	<b>10</b>
<b>1.4. ÉTUDES DE SCÉNARIOS</b> .....	<b>11</b>
<b>1.5. PROTOTYPE ASTRID</b> .....	<b>12</b>
1.5.1. Cœur .....	12
1.5.2. Refroidissement-conversion.....	13
1.5.3. Conceptions et matériaux pour Astrid.....	13
<b>1.6. RETRAITEMENT ET FABRICATION DU COMBUSTIBLE</b> .....	<b>14</b>
1.6.1. Expériences et acquis .....	15
1.6.2. Pilote de retraitement associé à Astrid .....	16
<b>1.7. TRANSMUTATION EN ADS</b> .....	<b>16</b>
<b>1.8. TRANSMUTATION ET STOCKAGE</b> .....	<b>17</b>
1.8.1. Radiotoxicité de l'inventaire .....	17
1.8.2. Puissance thermique résiduelle des déchets HAVL.....	18
<b>1.9. AUTRES SCÉNARIOS</b> .....	<b>19</b>
<b>1.10. CONCLUSION</b> .....	<b>20</b>

## CHAPITRE 2 – STOCKAGES ET ENTREPOSAGES

<b>2.1.</b>	<b>INTRODUCTION .....</b>	<b>21</b>
<b>2.2.</b>	<b>INVENTAIRE.....</b>	<b>21</b>
<b>2.3.</b>	<b>ZIRA .....</b>	<b>22</b>
2.3.1.	Apports de la nouvelle campagne géophysique 3D .....	23
2.3.2.	Connaissance des variations litho-stratigraphiques du Callovo-Oxfordien .....	23
2.3.3.	Connaissance sur l'hydrogéologie régionale et locale .....	24
2.3.4.	Situation de la modélisation hydrogéologique .....	25
<b>2.4.</b>	<b>ZIIS – INTÉGRATION DES OUVRAGES DANS LE TERRITOIRE ET L'ENVIRONNEMENT .....</b>	<b>25</b>
2.4.1.	Contraintes liées à la sûreté et la sécurité.....	26
2.4.2.	Contraintes environnementales .....	26
2.4.3.	Contraintes imposées par la réversibilité.....	27
2.4.4.	Inconvénients et avantages de la liaison fond/surface par descendrière .....	28
<b>2.5.</b>	<b>VERS UNE RÉALISATION DU STOCKAGE GÉOLOGIQUE : LE CENTRE INDUSTRIEL DE STOCKAGE GÉOLOGIQUE, CIGÉO .....</b>	<b>28</b>
2.5.1.	Analyse synthétique du projet STI.....	30
2.5.2.	Conception de la phase d'esquisse du projet Cigéo.....	32
2.5.3.	Évolution du projet Cigéo.....	34
<b>2.6.</b>	<b>TRAVAUX SCIENTIFIQUES.....</b>	<b>34</b>
2.6.1.	Thermique.....	34
2.6.1.1.	Perturbations thermiques .....	35
2.6.1.2.	Expérimentations thermiques.....	36
2.6.1.3.	Thermique et transmutation .....	36
2.6.1.4.	Conclusion.....	37
2.6.2.	Géomécanique.....	37
2.6.2.1.	Zone endommagée (EDZ), enjeu de sûreté.....	37
2.6.2.2.	Essais conduits dans les alvéoles HAVL .....	39
2.6.2.3.	Scelllements .....	40
2.6.2.4.	Modélisation géomécanique et conclusions .....	40
2.6.3.	Expériences en laboratoire souterrain .....	41
2.6.3.1.	Expériences dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne.....	41
2.6.3.2.	Expériences visant à caractériser le champ proche .....	41
2.6.3.3.	Expérimentations visant à caractériser le champ lointain .....	42

<b>2.7.</b>	<b>RÉVERSIBILITÉ</b> .....	<b>43</b>
2.7.1.	Introduction.....	43
2.7.2.	Circonstances pouvant conduire à un retrait.....	45
2.7.3.	Evolution des alvéoles et des colis pendant la période de réversibilité .....	45
2.7.4.	Réversibilité et entreposage.....	46
2.7.5.	Exercices de réversibilité.....	46
2.7.6.	Conclusions .....	47
<b>2.8.</b>	<b>MÉMOIRE DU SITE</b> .....	<b>47</b>

### Chapitre 3 – PANORAMA INTERNATIONAL

<b>3.1.</b>	<b>DIFFÉRENTES OPTIONS DE GESTION DES DÉCHETS FA, MA ET HA</b> .....	<b>48</b>
<b>3.2.</b>	<b>CADRE LÉGAL INTERNATIONAL</b> .....	<b>49</b>
<b>3.3.</b>	<b>LABORATOIRES DE RECHERCHE ET SITES DE STOCKAGE SOUTERRAIN</b> .....	<b>50</b>
<b>3.4.</b>	<b>SOURCES D'IRRADIATION À SPECTRE RAPIDE</b> .....	<b>53</b>
<b>3.5.</b>	<b>E&amp;R SUR LES ADS</b> .....	<b>53</b>
<b>3.6.</b>	<b>E&amp;R SUR LE STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND</b> .....	<b>55</b>
3.6.1.	Performances du stockage.....	55
3.6.2.	Impact environnemental du stockage.....	56
3.6.3.	Gouvernance et participation des parties prenantes.....	57
<b>3.7.</b>	<b>NOUVELLES FILIÈRES POUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION</b> .....	<b>57</b>
3.7.1.	E&R sur la séparation-transmutation .....	58
3.7.2.	Bases de données nucléaires .....	60
3.7.3.	Aspects économiques et géopolitiques .....	61
<b>3.8.</b>	<b>ENSEIGNEMENT, FORMATION ET GESTION DES CONNAISSANCES</b> .....	<b>61</b>

## ANNEXES

Annexe I – COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION - NOVEMBRE 2011.....	i
Annexe II – ORGANISMES AUDITIONNÉS PAR LA CNE2 .....	ii
Annexe III – LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS À LA COMMISSION.....	iv

### *Tome 2*

## ANNEXES SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES

## RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS

Selon les dispositions de la loi, la gestion à long terme des déchets de haute activité et à vie longue comporte deux aspects qui ne s'excluent pas : la séparation-transmutation des actinides présents dans le combustible usé des réacteurs nucléaires et le stockage géologique des déchets de haute et moyenne activité à vie longue.

### Séparation et transmutation

Les études sur la séparation-transmutation sont aujourd'hui conduites en relation avec celles menées pour la conception du prototype Astrid<sup>1</sup> de réacteur nucléaire à neutrons rapides (RNR) de quatrième génération. La faisabilité scientifique et technique de la séparation des divers actinides est maintenant démontrée. Un RNR<sup>2</sup>, à condition d'être associé à un pilote de retraitement, permettrait de tester la faisabilité industrielle du multirecyclage du plutonium et de démontrer la possibilité de transmutation industrielle des actinides mineurs. La faisabilité industrielle du multirecyclage du plutonium conditionne le développement d'un parc de RNR. Il deviendrait alors possible de gérer le plutonium comme une ressource de matière fissile et non comme un déchet qui serait à mettre en stockage géologique. La faisabilité industrielle de la transmutation des actinides mineurs permettrait d'envisager de nouvelles options pour la gestion des déchets.

La transmutation des actinides est envisageable avec un parc de réacteurs à neutrons rapides, couplé au réseau, ou avec des réacteurs à neutrons rapides sous-critiques pilotés par accélérateur (ADS) encore à l'étude.

1

Un parc de réacteurs à neutrons rapides de 430 TWh/an, isogénérateurs et transmutant l'américium, nécessiterait – en fonctionnement permanent – la manipulation d'environ 900 tonnes de plutonium et 100 tonnes d'américium réparties dans les réacteurs et les usines du cycle. Ces masses représentent les quantités qui seraient à gérer à l'arrêt du cycle. A titre de comparaison, le fonctionnement d'un parc de Rep<sup>3</sup> moxés fournissant la même quantité d'électricité produirait des masses croissantes de plutonium (1 300 tonnes en 2150), non recyclables en Rep et qui seraient à mettre en stockage géologique.

Actuellement la recherche française est bridée par l'absence d'un réacteur à neutrons rapides accessible à la communauté scientifique en charge de l'étude de la transmutation, ce qui interdit d'exploiter pleinement l'avance scientifique, technique et technologique française en ce domaine. Or, des efforts de recherche importants sont à mener pour démontrer qu'Astrid peut fonctionner en recyclant son propre plutonium, et apprécier les avantages et les inconvénients des différentes stratégies envisageables pour transmuter les actinides mineurs.

La Commission souligne que la logique scientifique ne se confond pas avec la rationalité industrielle. Le projet scientifique associé au réacteur Astrid doit d'abord servir un programme complet d'E&R passant en revue différentes stratégies de transmutation et permettre de pousser la recherche jusqu'à une évaluation complète des possibilités d'industrialisation.

---

<sup>1</sup> Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration.

<sup>2</sup> Réacteur à neutrons rapides.

<sup>3</sup> Réacteur à eau pressurisée (réacteur à neutrons thermiques).

## Entreposage et stockage des déchets radioactifs

L'année 2010-2011 a constitué une étape très importante pour le stockage géologique profond des déchets radioactifs qui, après une phase préparatoire d'E&R, entre dans la phase de réalisation industrielle. En septembre 2010, l'Andra a présenté une organisation et une stratégie industrielles pour le projet de stockage, appelé Cigéo (centre industriel de stockage géologique).

Or, de leur côté, les producteurs de déchets, EDF, Areva et le CEA, ont proposé pour cet ouvrage des options de conception alternatives, rassemblées dans un dossier appelé STI, transmis à l'Andra en novembre 2010. Comme l'a souligné l'Opecst, cette démarche des producteurs "*engagée en dehors des cadres de concertation prévus par la loi*"<sup>4</sup> semble avoir été avant tout motivée par l'annonce faite par l'Andra d'un accroissement conséquent de son estimation du coût du projet de stockage géologique profond. La Commission rappelle que la loi du 28 juin 2006 confie à l'Andra la mission de "*concevoir, d'implanter, de réaliser et d'assurer la gestion [...] des centres de stockage de déchets radioactifs...*"<sup>5</sup>

La Commission estime que le travail effectué par les producteurs contient des éléments techniques qui méritent l'examen. La proposition d'architecture d'ensemble qui les organise participe d'une logique de réduction des coûts ; or, ce projet satisfait moins bien que le projet 2009 de l'Andra, l'objectif prioritaire d'impact radiologique le plus réduit possible, compatible avec les conditions techniques et économiques.

La DGEC<sup>6</sup> a demandé à l'Andra d'évaluer les propositions des producteurs ; elle a mis en place en avril 2011 une revue du projet Cigéo. Cette revue visait à formuler, avant le lancement de tout appel d'offres de maîtrise d'œuvre, un avis sur la robustesse du programme industriel, et à préciser quels pourraient être le cahier des charges du stockage et les pistes d'optimisation technico-économique à explorer.

Le 11 octobre 2011, l'Andra a présenté à la Commission le document "Exigences applicables au projet Cigéo" qui constitue le cahier des charges pour la conception d'esquisses de stockage et leurs spécifications techniques. L'Andra a précisé avoir "*choisi de retenir une maîtrise d'œuvre pour les études de conception de la période 2011-2017*" et souligné que la maîtrise d'œuvre devra apporter "*une réponse architecturale, technique et économique*" (cf. Cigéo.SP.ADPG.11.0020.B).

L'Andra, maître d'ouvrage, a donc décidé, après la revue de projet Cigéo, de procéder à un appel d'offre en vue de confier la "*maîtrise d'œuvre système*" à une entreprise extérieure. La Commission n'a pas eu le temps nécessaire pour analyser en détail le contenu de l'appel d'offres et la forme de gouvernance du projet que crée cette maîtrise d'œuvre. Toutefois, elle s'inquiète de ce que, sans avoir fait figurer un schéma conceptuel explicite dans son appel d'offres, l'Andra ait délégué la "*maîtrise d'œuvre système*" à une entreprise extérieure qui aura la charge de finaliser l'esquisse détaillée de la première tranche du stockage, les méthodes et le chiffrage des coûts de réalisation, tout cela en moins d'un an. La Commission demande que l'Andra assume pleinement toutes les responsabilités qui lui ont été confiées par la loi.

---

<sup>4</sup> Cf. rapport Opecst 19 janvier 2011 "Déchets nucléaires : se méfier du paradoxe de la tranquillité".

<sup>5</sup> Idem.

<sup>6</sup> Direction générale de l'énergie et du climat, au sein du ministère chargé de l'écologie.



L'Andra a mené à bien l'élaboration des dossiers 2005 et 2009 et la proposition de Zira<sup>7</sup>. Le passage d'une réflexion à base d'E&R à une élaboration industrielle engendre des difficultés nouvelles. La Commission souligne aussi que les producteurs (EDF, CEA et Areva) ont développé depuis de nombreuses années une très grande expertise en termes d'installations nucléaires, d'ouvrages souterrains, et de maîtrise des risques associés. La Commission recommande que, tout au long de la réalisation du projet industriel, les producteurs y soient effectivement associés et leur contribution mise à profit, à travers un processus qui reste à mettre en place mais où l'Andra conserverait toutes ses prérogatives de maître d'ouvrage.

La Commission rappelle que dans moins de douze mois, le dossier préparatoire au Débat public devra porter à la connaissance du public les éléments essentiels du projet, notamment le schéma du stockage, les modalités de la réversibilité, le schéma des installations de surface, puits et descenderies, l'inventaire des déchets qui iront au stockage et une estimation du coût de l'installation suite à la remise du rapport de la Cour des Comptes sur le coût du nucléaire.<sup>8</sup>

### Dimension internationale

La Commission juge favorablement l'ancrage international d'une bonne partie des recherches effectuées par l'Andra, le CEA et le CNRS. Elle a apprécié particulièrement l'importance accordée à cette dimension lors des auditions.

Quatre pays (Chine, Inde, Japon, Russie) développent des projets de RNR.

La directive européenne Euratom du 19 juillet 2011 a conclu que *"Le stockage géologique constitue actuellement la solution la plus pérenne et la plus durable"*.

Trois pays ont un calendrier qui prévoit l'ouverture en 2025 d'un stockage profond de déchets radioactifs de haute activité à vie longue : la Finlande, la France et la Suède. En Suède, en mars 2011, SKB a déposé son dossier de demande d'autorisation de construction. La Suède est donc le premier pays à avoir franchi cette étape.

---

<sup>7</sup> Zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie.

<sup>8</sup> Rapport PNGMDR 2010-2012, p. 97.

## ACTIVITÉS DE LA CNE2

La période de juillet 2010 à octobre 2011 est la 4<sup>ème</sup> année de plein exercice de la CNE2 ; elle fait l'objet du présent rapport n° 5. De fin juin à décembre 2010, la Commission a présenté le rapport n° 4 à différentes instances, au premier rang desquelles l'Opecst et les départements ministériels. Une délégation de la Commission s'est rendue à Bar-le-Duc pour présenter ce travail aux membres du Clis de Meuse/Haute-Marne.

\* \* \*

Cette 4<sup>ème</sup> année est aussi celle du renouvellement par moitié de la composition de la Commission en juillet 2010 (*cf. annexe I, tome 1*). A l'intention des membres nouvellement nommés, des visites et des séances particulières de travail ont été organisées avec l'aide de l'Andra et du CEA.

\* \* \*

La Commission a suivi la même méthode de travail que les années précédentes. Procédant à 13 auditions, dont 8 d'une pleine journée chacune à Paris et 2 sur le site du laboratoire de Meuse/Haute-Marne à Bure/Saudron, ainsi qu'à un certain nombre de réunions complémentaires, les membres de la Commission, tous bénévoles, ont entendu 88 personnes de l'Andra et du CEA, mais également des institutions universitaires et industrielles, françaises et étrangères. A ces auditions, qui regroupaient en moyenne une cinquantaine de personnes, assistaient également des représentants de l'Autorité de sûreté nucléaire, d'Areva, d'EDF, de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire et de l'Administration centrale. La Commission a consacré une demi-journée à auditionner les diverses actions de recherche fondamentale du programme Pacen<sup>9</sup> du CNRS (*cf. annexe 1, tome 2*).

4

Cette année, la Commission a visité le site de Stocamine ainsi que les installations Masurca et Leca-Star au CEA de Cadarache.

Au cours d'un voyage d'études en Allemagne, la Commission a visité les sites de Asse et de Gorleben. Au Bundestag, elle a rencontré deux députés du parti écologiste ("Die Grünen"). Celles-ci ont rappelé qu'elles considéraient le stockage géologique des déchets nucléaires comme la solution de référence. Leur préoccupation actuelle est la recherche d'un ou plusieurs sites de bonne qualité géologique pour assurer le stockage. Elles considèrent le site de Gorleben comme un candidat potentiel dans lequel les études scientifiques devraient être poursuivies.

Pour préparer ce rapport, la Commission a tenu un pré-séminaire de 2 jours à l'occasion de sa visite au CEA de Cadarache, et 4 réunions internes dont une d'une durée de 5 jours en séminaire résidentiel. La liste des auditions et visites de la Commission est donnée en *annexe II* du présent rapport. La liste des documents qu'elle a reçus des organismes auditionnés est donnée en *annexe III (tome 1)*.

\* \* \*

---

<sup>9</sup> Programme sur l'aval du cycle et la production d'énergie nucléaire.

Le présent rapport est organisé selon les deux volets d'E&R complémentaires de la gestion des matières et des déchets radioactifs : la séparation-transmutation (*cf. chapitre 1*), et l'entreposage et le stockage des déchets HAVL<sup>10</sup> et MAVL<sup>11</sup> (*cf. chapitre 2*). Cette année, la Commission s'est attachée à approfondir le thème de l'impact d'une éventuelle transmutation des actinides, sur le stockage des déchets qui seraient produits à l'avenir, dans un parc adapté au multirecyclage. Cette question est abordée dans les deux chapitres de son rapport.

La Commission continue son observation du panorama international (*cf. chapitre 3*), avec cette année une audition entière consacrée aux différentes visions du cycle nucléaire de par le monde. Cette audition a eu lieu quelques semaines avant l'accident de Fukushima.

Enfin, certains points scientifiques et techniques plus détaillés sont exposés dans le *tome 2* de ce rapport.

\* \* \*

---

<sup>10</sup> Haute activité et à vie longue.

<sup>11</sup> Moyenne activité et à vie longue.

## Chapitre 1

# SÉPARATION-TRANSMUTATION

### 1.1. CONTEXTE SCIENTIFIQUE ET TECHNIQUE

Comment optimiser la gestion des matières et des déchets radioactifs ? Une des voies possibles est de transmuter les radionucléides à vie longue qu'ils contiennent, afin de réduire la durée de leur radiotoxicité. De fait, la loi du 28 juin 2006 dispose que *"Les études et recherches correspondantes [sur la séparation et la transmutation] sont conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires mentionnés à l'article 5 de la loi n° 2005-781 du 13 juillet 2005 de programme fixant les orientations de la politique énergétique ainsi que sur les réacteurs pilotés par accélérateur dédiés à la transmutation des déchets, afin de disposer, en 2012, d'une évaluation des perspectives industrielles de ces filières et de mettre en exploitation un prototype d'installation avant le 31 décembre 2020."*

En effet, les radionucléides à vie longue contenus dans les déchets sont responsables de la persistance de la radioactivité pendant des centaines de milliers d'années, voire des millions d'années. Réduire la quantité de ces radionucléides dans les déchets peut donc permettre de donner des marges supplémentaires pour réduire le terme "source", accroître la sûreté du stockage, diminuer de façon significative sa durée, voire son empreise. Ces points ne sont pas à négliger, notamment en regard de l'acceptabilité, dans la mesure où la radiotoxicité devrait alors décroître fortement. En revanche, ils ont des implications fortes sur la stratégie industrielle, tant sur le type de réacteurs à mettre en œuvre, que sur le moment de leur mise en œuvre.

Les E&R conduites dans plusieurs pays, notamment en France, ont montré que la stratégie de séparation-transmutation pourrait être efficacement mise en place en recyclant le plutonium et tout ou partie des actinides mineurs dans des réacteurs à spectre de neutrons rapides.

Ainsi, on peut montrer que dans le cas où l'on recyclerait le plutonium et les actinides mineurs, il ne faudrait que 500 ans pour que la radioactivité des déchets produits par le parc retrouve le niveau de celle de l'uranium naturel qui aurait servi à l'alimenter.

En excluant des déchets le plutonium, l'américium et accessoirement le curium, la puissance thermique des déchets à stocker deviendrait beaucoup plus faible après environ un siècle d'entreposage.

La mise en œuvre d'une telle stratégie, dans l'état actuel des connaissances, conduirait à des ensembles plus complexes et plus lourds que ceux qui sont mis en œuvre actuellement : en particulier, une augmentation sensible du nombre des étapes dans les opérations du cycle et des contraintes de radioprotection. Il resterait par ailleurs nécessaire de préciser l'évaluation économique de cette nouvelle approche.

Toutes ces études sont encore théoriques, ou reposent sur des travaux expérimentaux menés sur des réacteurs de recherche ; la faisabilité industrielle doit être examinée avec l'objectif d'optimiser la nature des déchets ultimes qui seront mis au stockage. La construction d'un prototype de réacteur à spectre de neutrons rapides, tel qu'Astrid, est prévue par la loi rappelée ci-dessus ; un tel prototype doit permettre de réaliser une partie des études nécessaires.

*La Commission considère que l'effort de recherche déjà engagé doit être maintenu et approfondi. A cette condition, les décisions de déploiement qui seront à prendre en 2030-2040 - futurs réacteurs, usines du cycle, entreposages et stockages - pourront alors être fondées sur les meilleures études scientifiques et techniques.*

Dans le présent chapitre sont exposés les principaux acquis des E&R que pilote le CEA dans le cadre de nombreux partenariats (Andra, Areva, CNRS, EDF, institutions étrangères,...), ainsi que les questions actuellement posées.

## **1.2. TRANSMUTATION ET MULTIRECYCLAGE**

La question qui se pose est de savoir si un réacteur capable de transmuter (par exemple un RNR ou un ADS<sup>12</sup>) permet effectivement de consommer l'ensemble des actinides qu'il produit. Un tel cycle fermé suppose que l'alimentation du réacteur en matière fissile est réalisée à partir de la matière fissile produite par le réacteur lui-même, après une étape de retraitement pour extraire cette matière et la reconditionner sous forme de combustible (cf. rapport n° 4).

La faisabilité scientifique de la transmutation a été prouvée par l'analyse de quelques aiguilles contenant des actinides mineurs, irradiées dans différents réacteurs européens (Phénix, Halden, Petten). Mais la démonstration de la capacité d'un système transmutateur à brûler tous les actinides qu'il produit n'a pas encore été faite.

Aujourd'hui, en France, le plutonium est partiellement recyclé en réacteur à neutrons thermiques (Rep) en utilisant des combustibles Mox<sup>13</sup> qui permettent de brûler une fraction du plutonium produit<sup>14</sup>. Ces combustibles sont ensuite entreposés en attendant d'être, soit retraités, soit stockés, mais ils contiennent encore des proportions importantes de plutonium et d'actinides mineurs.

7

### **1.2.1. Trois actinides importants potentiellement concernés par la transmutation**

#### **1.2.1.1. Plutonium**

Le plutonium 239, noyau fissile, est produit à partir de l'uranium 238 (noyau non fissile) par capture neutronique ; il constitue la matière énergétique associée à l'uranium 238. Le plutonium peut donc être la matière fissile d'un parc de réacteurs à neutrons rapides, ce qui, pour plusieurs siècles, rendrait la France indépendante de la ressource en uranium.

---

<sup>12</sup> Accelerator Driven System - Les systèmes sous-critiques dédiés à la transmutation sont pilotés par accélérateur et comportent trois éléments : un accélérateur linéaire, une cible de spallation et un réacteur nucléaire sous-critique.

<sup>13</sup> Oxydes mixtes d'uranium et de plutonium (Mixed oxydes).

<sup>14</sup> Environ 3 tonnes/an sur les 10 tonnes/an produites.

### 1.2.1.2. Américium

L'américium 241 est, comme le plutonium, produit dans le réacteur, ou bien il résulte de la décroissance  $\beta$  du plutonium 241 ; l'américium présente deux propriétés importantes :

- Il contribue significativement à la radiotoxicité des colis de déchets du parc de réacteurs actuels (Rep) ;
- Il contribue significativement à la production de chaleur par les colis de déchets, ce qui entraîne une géométrie et des espacements adaptés pour réduire la température maximale dans le stockage.

### 1.2.1.3. Curium

Le curium est produit par capture neutronique sur l'américium ; il contribue lui aussi à la radiotoxicité et à la production de chaleur par les déchets.

Le curium comporte essentiellement 5 isotopes dont les masses vont de 242 à 246. Seuls les isotopes supérieurs sont des radionucléides à vie longue, mais tous comportent dans leur schéma de décroissance un radionucléide à vie longue, voire très longue. Du fait de leur courte période radioactive, le  $^{242}\text{Cm}$  (163 jours) et dans une moindre mesure le  $^{244}\text{Cm}$  (18,1 ans) présentent une forte radioactivité et une puissance thermique élevée. Par ailleurs, les isotopes pairs du curium subissent également des fissions spontanées et sont des émetteurs de neutrons importants. Toutes ces caractéristiques rendent la manipulation du curium particulièrement délicate.

Les différents isotopes du curium sont produits par captures neutroniques successives à partir de l'américium, lui-même formé à partir du plutonium. De ce fait, la production de curium est d'autant plus importante que la quantité de ses précurseurs est plus élevée : c'est particulièrement le cas pour les combustibles au plutonium (Mox) ou pour des combustibles qui seraient fortement chargés en américium (CCAm<sup>15</sup>).

Les procédés de séparation mis au point au CEA sont suffisamment souples et élaborés pour permettre la séparation dite "groupée" des actinides mineurs (procédé Coex<sup>16</sup>) ou encore isoler chaque élément et en particulier l'américium et le curium.

La transmutation du curium seul permettrait :

- de diminuer sa présence dans les déchets. Cependant, cette diminution est peu significative par rapport à l'inventaire des autres actinides présents. A l'inverse, l'inventaire du curium dans le cycle augmente, tout en demeurant faible par rapport à celui des autres actinides mineurs, et encore plus par rapport à celui du plutonium ;
- de diminuer d'un facteur 10 la radiotoxicité des colis sur l'intervalle 1 000-10 000 ans ;
- de réduire la puissance thermique et permettre ainsi de densifier le stockage. Cependant, si cela s'avère vrai pour des colis entreposés 70 ans avant stockage, ce bénéfice disparaît presque entièrement après un entreposage de 120 ans dans la mesure où la composante thermique du curium s'est alors pratiquement éteinte naturellement ;

---

<sup>15</sup> Couvertures chargées en américium.

<sup>16</sup> Procédé de co-extraction de l'ensemble des actinides mineurs.

- de diminuer d'un facteur 15 la dose de désintégrations  $\alpha$  reçue par le verre en situation de stockage. Néanmoins, cela n'a aucune conséquence sur le nombre de colis produits puisque cette dose est déjà sensiblement inférieure à la limite actuellement retenue.

Cependant l'émission neutronique du curium nécessite des dispositifs renforcés de radioprotection ; la thermique ou les risques de criticité<sup>17</sup> rendent difficiles les opérations de fabrication et de transport des combustibles, dans l'hypothèse de la manipulation du curium isolé.

*Ces différents constats laissent penser que les inconvénients de la transmutation du curium dépassent largement ses avantages ; s'ajoute à des difficultés techniques importantes, la nécessité de protection spécifique des personnels.*

*Aussi dans le cadre de l'approche technique actuelle de la transmutation, celle-ci ne peut pas être envisagée pour le curium, sauf à réaliser de nouvelles avancées scientifiques et techniques.*

Le reste de l'exposé sera donc centré sur l'actinide majeur, le plutonium, et l'actinide mineur, l'américium, qui l'un et l'autre offrent des intérêts respectifs pour une stratégie de séparation-transmutation.

### 1.2.2. Vitesse de transmutation

9

Le système transmuteur (RNR ou ADS) consomme des actinides en même temps qu'il en produit. Dans un parc de RNR fonctionnant pendant plusieurs décennies, l'inventaire en actinides se stabilise. L'efficacité de transmutation, et donc le niveau de stabilisation, dépendent du flux de neutrons dans le système et des sections efficaces de transmutation.

Le paramètre qui, au premier ordre, influe sur l'efficacité et la vitesse de la transmutation, est le flux de neutrons disponibles. Ceci explique l'importance de la géométrie du système "*réacteur et cibles de transmutation*".

L'efficacité la plus grande serait obtenue en plaçant les actinides au centre du cœur du réacteur, là où le flux neutronique est le plus grand, mais ce n'est pas une configuration dans laquelle il est possible de piloter, de manière sûre, un RNR. Deux configurations sont donc à l'étude : le mode homogène et le mode hétérogène. Le mode homogène correspond à une dilution en faible quantité (3 à 5 %) des actinides mineurs dans l'ensemble des éléments combustibles du réacteur. Le mode hétérogène est une configuration où le cœur du réacteur est inchangé, mais des assemblages à fortes teneurs en actinides mineurs (au moins 10 %) sont positionnés à sa périphérie (concept CCAM<sup>18</sup>). Cette dernière option offre l'avantage de ne pas perturber la configuration classique du cœur, elle permet des teneurs plus élevées d'actinides mineurs mais elle est moins favorable en termes de flux neutronique.

<sup>17</sup> Par exemple, 59 g pour le curium 245.

<sup>18</sup> Couvertures chargées en actinides mineurs.

Le nombre de cycles dépend de l'efficacité du système. La durée du cycle est donnée par la durée de passage en réacteur à laquelle s'ajoute la durée du traitement des combustibles (extraction des produits de fission pour être vitrifiés et des actinides pour fabriquer de nouveaux combustibles) ; elle est d'environ 14 ans pour le mode homogène et 21 ans pour le mode hétérogène.

*Quelle que soit la technologie mise en œuvre, la transmutation est un processus lent ; il faudra plusieurs dizaines d'années pour stabiliser l'inventaire en plutonium et en actinides mineurs dans le cycle. Mais cette stabilisation est possible.*

*Le raisonnement s'applique à tous les actinides : le plutonium et les actinides mineurs. Mais de fait, l'option de la transmutation des actinides mineurs pour optimiser le bilan radiotoxique des déchets n'a de sens que si l'on envisage d'abord de gérer le plutonium, dont les quantités sont 10 fois plus importantes que celles des actinides mineurs.*

### 1.3. OUTILS DE DÉMONSTRATION

Les E&R que pilote le CEA, en partenariat avec EDF et Areva, s'appuient sur des analyses de scénarios, le développement d'un programme appelé Astrid qui comprend le prototype et les installations associées, et enfin, une étude de l'impact de la transmutation sur le stockage.

Le prototype Astrid est l'installation maîtresse du dispositif qui devra permettre de conduire les démonstrations, en vraie grandeur, de la transmutation. Ce prototype est un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium, électrogène, intégrant le retour d'expérience de Phénix et Superphénix, mais répondant aux critères de la 4<sup>ème</sup> génération.

10

*Comme elle l'a rappelé dans ses deux précédents rapports, la Commission estime urgent de disposer d'un réacteur à neutrons rapides accessible à la communauté scientifique en charge de l'étude de la transmutation.*

Dans son dernier rapport, la Commission avait, en outre, attiré l'attention sur la nécessité d'un pilote de retraitement associé à Astrid qui seul pourra permettre de faire la démonstration que le réacteur peut être alimenté en boucle par ses propres déchets. Astrid et son pilote de retraitement associé constituent le système pour démontrer la capacité d'un système transmutateur à brûler les actinides qu'il produit.

*Il existe de par le monde plusieurs équipes scientifiques qui étudient la transmutation du plutonium et des actinides mineurs dans des RNR (cf. chapitre III du présent rapport). La Commission souligne qu'un effort de recherche soutenu est indispensable pour permettre à la France de garder son avance scientifique et technique.*

Les différents volets d'E&R actuellement pilotés par le CEA, en lien ou partenariat avec l'Andra, Areva et EDF, vont être examinés dans ce qui suit.



## 1.4. ÉTUDES DE SCÉNARIOS

Dans le cadre du programme Astrid, les études de scénario sont développées conjointement par le CEA, EDF et Areva. Elles permettent d'établir une méthodologie d'estimation du bilan des matières et des déchets radioactifs sur un parc électrogène de 430 TWhe/an correspondant au cas français ; l'ensemble des chiffres constituent des ordres de grandeur.

L'une des hypothèses est le remplacement progressif du parc de Rep actuel, par des réacteurs à neutrons rapides pour diminuer la production de déchets, ce qui correspond à étudier l'évolution d'un parc de 3<sup>ème</sup> génération vers un parc de 4<sup>ème</sup> génération, avec un nouveau type de déchets associés. La comparaison des bilans de matière entre les deux types de parc est présentée en annexe (cf. *annexe 2, tome 2*).

Dans une étude réalisée par le CEA, EDF et Areva, trois versions de parcs électrogènes de 430 TWhe/an ont été approfondies :

- Un parc constitué de Rep qui produirait annuellement 10 tonnes de plutonium, 1 tonne d'actinides mineurs et 7 000 tonnes d'uranium appauvri issu de l'enrichissement de l'uranium 238. Le fonctionnement d'un tel parc conduirait en 2150 à l'accumulation d'environ 1 900 tonnes de plutonium.
- Un parc constitué de Rep utilisant du Mox (mono-recyclage du plutonium) ce qui diminue le flux de plutonium. Ceci conduirait en 2150 à l'accumulation d'environ 1 300 tonnes de plutonium.
- Un parc constitué de RNR qui, annuellement, produirait 2 tonnes d'actinides mineurs et nécessiterait 50 tonnes d'uranium appauvri. Ce parc utiliserait le multi-recyclage du plutonium et permettrait d'utiliser l'uranium appauvri, en petites quantités eu égard au stock existant de plus de 220 000 tonnes. Il permettrait de s'affranchir de l'opération d'enrichissement en uranium 235. Il conduirait en 2150 à la stabilisation de l'inventaire en plutonium à hauteur de 900 tonnes.

Les deux premiers scénarios mettent en œuvre des réacteurs dont la technologie est mature. Cependant, ils impliquent la poursuite de l'industrie minière et des opérations d'enrichissement en uranium 235. Si l'on poursuit cette stratégie, le plutonium du combustible utilisé est un déchet qui continue de s'accumuler. *In fine*, les verres destinés au stockage contiendraient du plutonium.

Le troisième scénario fait appel à une technologie plus innovante mais qui s'appuie sur le retour d'expériences des RNR. Elle ne nécessite plus d'enrichissement en uranium 235, le stock de 900 tonnes de plutonium produit constitue une ressource continuellement recyclable jusqu'à l'arrêt de cette filière, même si elle dure plusieurs siècles. Ce stock sera alors à gérer comme un déchet.

Un scénario qui n'a pas encore été présenté est celui de l'arrêt précoce du nucléaire qui poserait la question de la gestion de toutes les matières nucléaires devenues *de facto* des déchets.

*Pour la Commission, l'analyse de ces scénarios démontre la nécessité, en matière de stratégie nucléaire industrielle, d'avoir une vision à très long terme. La filière RNR prend son sens dans une stratégie de poursuite du nucléaire électrogène avec une préoccupation d'économie de la ressource (cf. annexe 2, tome 2) et de diminution de la production de déchets.*

## **1.5. PROTOTYPE ASTRID**

La démonstration de faisabilité industrielle exigera que deux utilisations simultanées du réacteur à neutrons rapides Astrid aient été validées :

- Réacteur électrogène : le combustible irradié provenant du cœur du réacteur devra subir, en vraie grandeur, les opérations de dissolution, de séparation des divers éléments, et de recyclage du plutonium, auquel sera ajouté de l'uranium appauvri, pour constituer le combustible du nouveau cœur.
- Réacteur pour la transmutation : Il faudra isoler l'américium dans la phase de séparation et le conditionner pour fabriquer le combustible adéquat, selon que la transmutation est réalisée en mode homogène (quelques % d'américium) ou hétérogène (environ 10 % d'américium).

Ce réacteur est conçu pour développer une puissance de 600 MWe dans sa version électrogène. Il bénéficie de l'expérience acquise avec les réacteurs Phénix et Superphénix ainsi que des E&R conduites dans le cadre du forum GEN IV dans le monde.

### **1.5.1. Cœur**

Des avancées significatives concernant la sûreté ont été obtenues avec une nouvelle conception du cœur assurant un comportement amélioré lors de situations accidentelles conduisant à un échauffement global du cœur. En particulier, le coefficient de réactivité lors d'une éventuelle dilatation du sodium, est négatif en cas de perte globale du débit primaire, ce qui, dans le cas où une phase d'ébullition généralisée du caloporteur serait atteinte, correspondrait à un effet de vide global négatif.

Cette spécificité nouvelle par rapport à des cœurs standards<sup>19</sup> semble susceptible d'être extrapolée à des cœurs de forte puissance. Les premières études de transitoires accidentels de perte de débit ou de source froide, sans chute des barres, montrent un comportement naturel favorable du cœur. Ces caractéristiques intéressantes restent à confirmer dans la suite des études.

---

<sup>19</sup> Les trois partenaires (CEA, EDF et Areva) ont déposé un brevet en 2010.

### 1.5.2. Refroidissement-conversion

Les innovations concernant les circuits de refroidissement et de conversion visent à améliorer la sûreté en évitant partiellement ou totalement tout contact sodium-eau en situation accidentelle. Deux approches sont ainsi explorées :

- Des échangeurs sodium-eau "segmentés" qui, en cas de rupture de circuit, limiteraient l'extension et la propagation d'un feu et permettraient de le juguler.
- Un circuit intermédiaire entre le circuit secondaire sodium et le circuit d'eau. Ce circuit intermédiaire pourrait être un circuit gaz (hélium-azote) ou métaux fondus (plomb-bismuth).

Ces circuits intermédiaires sont conçus de telle sorte qu'ils puissent être ajoutés ultérieurement au prototype Astrid "sodium-sodium-eau" actuel, sans nécessairement provoquer de retard dans la construction de l'ensemble, sous réserve que le choix du cycle thermodynamique ait été décidé suffisamment tôt.

### 1.5.3. Conceptions et matériaux pour Astrid

La conception d'Astrid correspond à un compromis entre un prototype industriel de production d'électricité, un réacteur permettant de tester les options de transmutation, et un réacteur d'irradiation des matériaux. Cette nécessité de réaliser à la fois la flexibilité exigée de réacteurs d'étude d'options innovantes, et la fiabilité attendue d'un outil de production d'électricité, impose un cahier des charges complexe, et un choix de gamme de puissance de 600 MWe avec des choix de conception devant être extrapolables à 1 500 MWe.

Les choix de conception s'appuient sur le retour d'expérience des RNR en France (concept intégré), et sur des innovations motivées par une sécurité accrue. Le récupérateur de corium est directement inspiré des EPR. Les échangeurs sodium/eau de Phénix sont remplacés par des échangeurs sodium/sodium/eau qui doivent permettre en principe d'éviter la pollution radiologique en cas d'interaction entre le sodium et l'eau. Comme vu au paragraphe 1.5.2., ces échangeurs pourront évoluer vers des échangeurs sodium/sodium/gaz sans « re-conception » majeure, ni changement de matériaux ; ce qui ne serait d'ailleurs pas envisageable dans les délais actuels. Le choix de la température de sortie de 550 °C permet de rester dans des gammes de choix de matériaux "classiques" (aciers inoxydables 316L(N), 304L et aciers Cr-Mo). La réflexion d'ingénierie sur le fonctionnement (manutention des assemblages pour minimiser les temps d'arrêt, inspectabilité des structures en milieu sodium), l'organisation du programme dont le CEA est maître d'œuvre, avec des collaborations explicitées d'EDF et d'Areva, donnent une logique de projet bien structuré, tout à fait adaptée à la réalisation d'un prototype.

Le sodium, choisi comme fluide caloporteur dans le cœur et le circuit primaire, est peu agressif d'un point de vue chimique vis-à-vis des matériaux : ce type de réacteur est pratiquement exempt du problème de corrosion sous contrainte et d'irradiation, ce qui est un problème des Rep, en particulier pour les éléments internes de cuve. Le circuit secondaire et les échangeurs de vapeur ont des cahiers des charges similaires à ceux des Rep : on peut s'appuyer sereinement sur l'expérience acquise. Compte tenu des délais très serrés avant la réalisation d'un prototype, ce choix de matériaux éprouvés apparaît comme tout à fait judicieux.

Le choix des matériaux de structure qui seront mis en œuvre initialement dans Astrid, s'appuie sur l'expérience acquise dans les différents RNR qui ont fonctionné dans le passé. Les solutions innovantes, notamment les matériaux de gainage, nécessitent de nouvelles études, en particulier en ce qui concerne leur comportement sous irradiation.

Les problèmes de vieillissement des structures qui sont au cœur de la problématique "matériau" du parc actuel, doivent être anticipés pour le parc de RNR. Les études peuvent s'appuyer en partie sur l'expérience acquise dans les composants de Rep en 316 et 304 (matériaux des internes de cuve). Toutefois, les conditions d'irradiation dans les réacteurs RNR sont notablement différentes de celles des Rep, et le comportement sous irradiation des aciers inoxydables 316 et *a fortiori* des matériaux de gainage (Ferrite martensitiques, ODS<sup>20</sup>) peut être différent. Les études ne pourront pas s'appuyer seulement sur les expertises déjà acquises. Ces études de fond doivent faire partie de la mission d'Astrid. Il serait judicieux d'inclure dans la conception d'Astrid la présence d'échantillons témoins qui permettraient de suivre le vieillissement de la cuve. Des recherches sont à décliner en termes de conception et d'innovation (cf. annexe 4, tome 2).

*La Commission juge indispensable que, non seulement les choix de conception, mais encore le fonctionnement effectif du réacteur, permettent son utilisation comme outil de recherche sur les matériaux et sur la transmutation, et que cet aspect de la fonction d'Astrid ne disparaisse pas derrière la nécessité de disposer d'un prototype de réacteur producteur d'énergie.*

*Les exposés qui ont été présentés sont convaincants comme travail de « bureau d'études » et tracent les lignes d'un projet qui semble réaliste. La Commission demande que lui soit présenté le plan de réalisation industrielle d'Astrid. Ce plan devra expliciter l'existence et la disponibilité des moyens de fabrication, ainsi que le calendrier et les délais nécessaires aux différents acteurs pour réaliser dans des délais raisonnables les composants d'Astrid.*

*La Commission rappelle la nécessité de disposer d'Astrid au plus près du délai imparti et que tout retard risque de s'accompagner d'une perte des compétences encore présentes. Elle souligne aussi que le programme scientifique, dont le réacteur Astrid sera l'outil principal, devra comporter un volet important de recherches. Celui-ci est en effet indispensable à l'obtention des innovations nécessaires à ce type de réacteur.*

## **1.6. RETRAITEMENT ET FABRICATION DU COMBUSTIBLE**

Pour valider le multirecyclage des actinides en réacteur à neutrons rapides, il faudra disposer du réacteur Astrid et d'un pilote de retraitement qui permettent de tester les différentes opérations liées au recyclage du plutonium et de l'américium, après irradiation du combustible.

---

<sup>20</sup> Aciers ferritiques renforcés par dispersion d'oxydes.

En effet, au-delà des aspects de physique au cœur du réacteur, si l'on veut mettre en œuvre et évaluer la faisabilité technique de la transmutation, il est nécessaire de réaliser et de valider plusieurs opérations successives relevant de la chimie des solutions, des sciences de la séparation et des sciences des matériaux. Il s'agit de démontrer que l'on maîtrise la dissolution du combustible irradié, la séparation des divers éléments, puis le reconditionnement du plutonium et des actinides sous forme d'un combustible avec des teneurs en actinides bien plus élevées que dans les combustibles Rep. L'objectif d'un pilote de retraitement, tel que préconisé par la Commission dans son rapport précédent, est d'être en mesure de décliner toutes les opérations que devra subir un combustible irradié provenant d'Astrid, afin de démontrer qu'il est industriellement possible de recycler le plutonium, c'est-à-dire de mettre en forme les actinides en vue de leur transmutation, pour, *in fine*, alimenter Astrid avec ses propres actinides.

### 1.6.1. Expériences et acquis

Le programme en cours au CEA, qui doit se poursuivre jusqu'en 2013, a déjà permis de valider la dissolution de 4 kg de combustible irradié. Les étapes de concentration des raffinats qui permettront la mise en œuvre du procédé ExAm<sup>21</sup> pour la séparation et le conditionnement de l'américium se poursuivent. Plusieurs opérations majeures sont d'ores et déjà validées :

- l'endurance des procédés : des essais d'irradiation des systèmes d'extraction d'une durée de 1 000h (simulant 1 à 2 années d'exploitation) dans une boucle d'irradiation montrent la stabilité des divers composants ;
- le pilotage des procédés : l'utilisation de la spectrophotométrie directe (américium, néodyme) en laboratoire, permet le suivi et le pilotage du procédé ;
- les essais de co-conversion U-actinides mineurs (solutions synthétiques) : elles ont pour but de reconditionner les actinides mineurs, et conduisent à des produits avec les bonnes caractéristiques requises.

*La faisabilité scientifique des opérations permettant de réaliser la séparation de l'uranium, du plutonium, des produits de fission et des actinides a été validée. Des recherches approfondies ont permis de créer des molécules capables de reconnaître spécifiquement l'uranium, le plutonium, le neptunium, l'américium et le curium, et de résister à la radiolyse<sup>22</sup>. Plusieurs procédés ont été mis au point pour choisir les groupes de métaux ou les éléments que l'on souhaite séparer à partir de la solution obtenue par dissolution du combustible irradié.*

*La Commission souligne l'importance des acquis obtenus par le CEA à travers l'ensemble des E&R qu'il a conduites dans le domaine de la séparation. La question la plus délicate qui reste à résoudre, est celle de l'industrialisation de l'analyse en ligne, nécessitant le développement de capteurs et de senseurs.*

---

<sup>21</sup> Extraction de l'américium.

<sup>22</sup> Décomposition d'un corps chimique par les rayonnements ionisants.

### 1.6.2. Pilote de retraitement associé à Astrid

Pour établir la faisabilité industrielle de la gestion du combustible irradié, et la capacité du réacteur à être alimenté par ses propres actinides, il va falloir tester les performances d'une chaîne complète de retraitement intégrant séparation et fabrication, au-delà de l'échelle du laboratoire.

Un pilote de retraitement doit permettre de gérer des concentrations d'actinides en augmentation sensible, comparées à celles rencontrées lors du retraitement de combustible irradié provenant des Rep actuels. Il doit également démontrer que l'américium pourra subir un traitement adéquat pour son conditionnement et sa transmutation. En effet, basée sur des assemblages non "classiques", à haute teneur en actinides mineurs (au moins 10 %), la gestion des couvertures chargées en américium (CCAm), est nécessairement découplée de celle du cœur. De plus, soumis à un flux moindre en raison de leur situation en périphérie, les assemblages des CCAm doivent rester dans le réacteur un temps beaucoup plus long que dans le cas du mode homogène. Cela entraîne une augmentation de l'inventaire en actinides mineurs.

S'agissant du plutonium, il conviendra d'optimiser la séparation de telle sorte que les déchets vitrifiés issus du retraitement du combustible usé d'un RNR ne contiennent que des quantités infimes de plutonium. Ceci est techniquement réalisable avec les procédés mis au point en ajustant le nombre d'étages dans l'unité de séparation, afin d'obtenir la teneur souhaitée en sortie.

*L'intérêt d'une stratégie industrielle reposant sur Astrid ne peut être totalement établi sans un pilote de retraitement (cf. rapport n° 4 de la CNE2), une unité de fabrication du combustible et une ligne spécifique pour gérer le retraitement des couvertures chargées.*

*Le CEA semble avoir intégré cette idée ; mais il conviendra de s'assurer de sa concrétisation dans des conditions permettant de gérer des quantités d'actinides mineurs industriellement représentatives (quelques kg d'américium).*

### 1.7. TRANSMUTATION EN ADS<sup>23</sup>

Les systèmes sous-critiques dédiés à la transmutation (ADS) sont pilotés par accélérateur et comportent trois éléments : un accélérateur linéaire, une cible de spallation et un réacteur nucléaire sous-critique.

La transmutation est réalisée dans un système spécialement dédié, disjoint du réacteur producteur d'électricité. Le cœur, en mode sous-critique, permet en principe un fort chargement en actinides mineurs. Pour fonctionner, comme il est sous-critique, le réacteur doit être alimenté en neutrons par une source externe composée d'un accélérateur de protons et d'une cible de spallation.

---

<sup>23</sup> Accelerator Driven System.

Un tel système est un objet technologique très complexe et nombre d'incertitudes restent à lever quant à sa faisabilité et aux pilotage et contrôle de sa sûreté. Les E&R sur les ADS sont conduites dans le cadre du programme européen Eurotrans, mais le retour d'expériences sur ce type de machine est à ce jour encore inexistant ; un point d'ensemble est proposé en annexe (cf. annexe 5, tome 2).

*La Commission note l'important effort de recherche du CNRS-Pacen (cf. annexe 1, tome 2) concernant l'accélérateur et le faisceau, ainsi que les travaux du CEA axés sur le combustible, à haute teneur en actinides, et les matériaux. Les autres recherches technologiques se font principalement à l'étranger, dans le cadre de projets européens ou nationaux.*

## **1.8. TRANSMUTATION ET STOCKAGE**

L'intérêt de réduire la quantité d'actinides mineurs dans les déchets peut s'apprécier selon au moins deux critères : la radiotoxicité de l'inventaire et l'emprise du stockage. L'Andra, associée au CEA, a présenté une étude d'un certain nombre de scénarios pour estimer l'impact de la transmutation sur le stockage qui serait mis en œuvre pour un nouveau parc électronucléaire, dans une situation géologique similaire à celle de Meuse/Haute-Marne.

### **1.8.1. Radiotoxicité de l'inventaire**

La radiotoxicité de l'inventaire caractérise la nocivité intrinsèque des déchets. Elle est définie comme la dose qui serait reçue en cas d'exposition interne à la totalité de la matière radioactive contenue dans les déchets (terme "source").

Dans un cas théorique favorable où l'on pourrait ne mettre que les produits de fission au stockage – après séparation-transmutation de tous les actinides (plutonium et actinides mineurs) - la radiotoxicité par ingestion serait réduite d'un ou deux ordres de grandeur, passé 500 ans.

Dans le cas où l'on transmuterait l'américium seul, on aurait une réduction d'un ordre de grandeur au cours du premier millénaire, mais qui s'atténuerait ensuite en raison du plutonium 240, produit par décroissance radioactive du curium 244.

A production d'électricité nucléaire constante, la transition vers un parc constitué uniquement de RNR ne peut être réalisée sans la constitution d'un stock de plutonium, à partir de réacteurs à eau pressurisée (existants ou à construire) dont les déchets seront des verres identiques à ceux de l'inventaire actuel. En conséquence, à l'échéance par exemple de 2150 où tout le parc serait RNR, comme les actinides mineurs de ces déchets Rep n'auront pas été recyclés, la radiotoxicité des déchets ainsi engendrés resterait proche de son niveau sans transmutation.

*En tout état de cause, sauf à pouvoir éliminer des déchets la totalité des actinides (plutonium compris), le gain sur la radiotoxicité reste modeste en raison, d'une part des déchets déjà produits sans transmutation, d'autre part de la présence de certains actinides à vie très longue.*

L'Andra a mis en évidence la forte rétention des actinides en milieu géologique réducteur. Par conséquent, dans un tel milieu, l'impact dosimétrique des actinides est nul. La transmutation des actinides n'aurait donc pas d'influence sur l'impact radiologique du stockage, sauf en cas d'intrusion.

### 1.8.2. Puissance thermique résiduelle des déchets HAVL

La puissance thermique résiduelle des déchets HAVL après retraitement et entreposage, donne lieu à une élévation de température dans le stockage. Les conditions de sûreté à long terme ont conduit l'Andra à calculer une limite à 90 °C de la température au contact de la roche.

Les produits de fission (césium 137 et strontium 90) ont une contribution significative pendant 120 ans. Au-delà, la puissance thermique des colis HAVL est essentiellement due à l'américium 241. C'est pourquoi, la transmutation de l'américium et une durée d'entreposage adaptée pour laisser décroître la puissance des produits de fission et du curium, pourraient offrir une réduction de l'emprise souterraine du stockage.

En comparaison du cas où les colis HAVL, produits par le parc de RNR, contiennent les produits de fission et les actinides mineurs (mais ne contiennent pas de plutonium, comme les verres actuels), la transmutation de l'américium seul offre les gains suivants :

- une réduction d'un facteur 2 à 2,5 de l'emprise de la zone de stockage des HAVL et de 30 % du volume excavé, après entreposage de 70 ans ;
- une réduction d'un facteur 4,6 de l'emprise de la zone de stockage des HAVL et de 50 % du volume excavé, après entreposage de 120 ans.

18

Le gain est donc significatif sur l'emprise et le volume excavé, même dans le cas de la transmutation de l'américium seul. Cependant c'est un gain limité à la zone de stockage des déchets HAVL. Il convient aussi de noter que le seul allongement de la durée d'entreposage des colis ne diminue que de 23 % l'emprise de la zone HAVL. L'américium 243 a une période de plus de 7 300 ans qui ralentit la décroissance du dégagement thermique et limite la possibilité de réduire l'emprise du stockage.

La transmutation de l'américium permet également de réduire la durée de la phase thermique – période où l'interface entre l'acier et la roche est à une température supérieure à 50 °C - qui passe de 2300 ans à moins de 200 ans.

*S'il y a bien un impact, sur le futur stockage, de la séparation-transmutation de l'américium seul, compte tenu de sa contribution à la charge thermique du stockage, la Commission note que celui-ci ne porte que sur l'emprise du stockage et les volumes excavés. Elle souligne que ce futur stockage pourrait requérir de nouvelles conceptions pour mieux tirer parti des possibilités offertes par la transmutation.*



*Théoriquement les actinides mineurs restant immobilisés dans l'argile aux propriétés réductrices, les laisser dans le stockage ne présente pas d'inconvénients majeurs du point de vue des calculs de sûreté, hors le cas d'intrusion humaine. Par contre, la réduction significative de l'emprise, la réduction des volumes excavés et celle de la radiotoxicité pour une partie du terme source, constituent des avantages assez marqués pour être pris en compte par les décideurs.*

## 1.9. AUTRES SCÉNARIOS

A ce jour, la gestion du plutonium dans le cas de la poursuite de la production d'électricité par des réacteurs de type Rep, ainsi que la gestion de l'uranium appauvri, n'ont pas été prises en compte dans les projets de stockage envisagés.

D'autres scénarios devraient également être explorés :

- Serait-il judicieux de conditionner l'américium et le curium isolément pour les stocker dans un compartiment spécifique ? Cela conduirait à un stockage des seuls produits de fission, d'une emprise réduite, et dont la radioactivité, après quelques siècles, reviendrait au niveau de la radioactivité d'un minerai d'uranium. Ce scénario impliquerait d'étudier le conditionnement spécifique des actinides en utilisant les connaissances acquises lors de la mise au point de matrices pour la transmutation dans Phénix, HFR, Halden. Pour fixer les idées, aujourd'hui la production européenne d'actinides mineurs est de quelques tonnes par an.
- Faut-il retraiter le combustible utilisé après un temps d'entreposage court ? La diminution significative de la quantité d'américium aurait une incidence forte sur la thermique des déchets et donc sur l'emprise du stockage (mode de transmutation "endogène" car elle se ferait en amont du processus de décroissance des actinides ; cf. annexe 6).

*La Commission souhaite que le CEA lui présente une stratégie de recherche pour explorer le retraitement du combustible utilisé après un temps d'entreposage le plus court possible.*

*En conclusion, la problématique de l'impact sur un stockage futur de la séparation-transmutation, fait émerger des questions liées aux flux nouveaux de matières et de déchets à considérer. Dans ce contexte, il conviendrait que l'optimisation de l'utilisation du site fasse l'objet d'une réflexion, sans a priori, au vu des différentes options dont on voit bien qu'elles modifient, dans des proportions significatives, les paramètres d'espace et de temps du stockage.*

## 1.10. CONCLUSION

*La séparation-transmutation n'a de sens que si elle s'applique d'abord au plutonium avec la mise en œuvre de RNR. La séparation-transmutation des actinides mineurs est scientifiquement possible. Elle est praticable pour l'américium, elle est très difficile pour le curium. Cette séparation-transmutation présente un certain nombre d'avantages qui sont de réduire la radiotoxicité des déchets et l'emprise du stockage, et peut contribuer à l'acceptabilité par le public.*

*Dans la décision à prendre par le législateur sur l'opportunité de cette stratégie, ces faits doivent être mis en regard des difficultés technologiques et des surcoûts probables.*

## Chapitre 2

### STOCKAGES ET ENTREPOSAGES

#### 2.1. INTRODUCTION

Pour l'élaboration du présent rapport, la Commission a travaillé avec le concept de stockage défini par le Dossier 2005 et précisé par le Dossier 2009, qui constituait le résultat d'une démarche scientifique et technique cohérente.

Les résultats de son évaluation, dans ce cadre, sont présentés dans le chapitre 2 du présent rapport à travers les points successifs suivant : l'inventaire de dimensionnement du stockage géologique, la Zira<sup>24</sup>, les zones d'implantation en surface (ZIIS), les travaux scientifiques (thermique, géomécanique, expériences en laboratoire souterrain), la réversibilité, et enfin la mémoire du site de stockage. Par ailleurs, sur la base de documents reçus en fin d'exercice (de juin à octobre), la Commission donne une première et brève analyse du projet Cigéo<sup>25</sup> de l'Andra.

Les récents événements au Japon ont mis en lumière la sensibilité particulière des installations d'entreposage en surface, notamment en piscine. La Commission a prévu d'analyser en 2012 les études menées par les producteurs de déchets sur les modalités d'entreposage prévues sur leurs sites respectifs.

#### 2.2. INVENTAIRE

Les déchets qu'il est actuellement prévu de prendre en charge en stockage géologique sont ceux de moyenne ou haute activité à vie longue qui auront été produits par le parc actuel. Leur liste sera établie dans un document intitulé "Programme Industriel de Gestion des Déchets" (PIGD) établi par l'Andra à partir des données remises par les producteurs. Il devra comprendre un inventaire enveloppe établi suivant un périmètre précis figé jusqu'au dépôt de la Dac<sup>26</sup>. Il comportera des réserves pour prendre en compte les incertitudes d'inventaire et les déchets dont la production n'est pas certaine.

La gestion des flux de colis ne prévoit pas d'entreposage sur le site de Cigéo susceptible de se substituer à celui des producteurs, mais uniquement l'existence d'un entreposage "tampon" pour accueillir les colis de déchets qui seront stockés en flux tendu. Des chroniques prévisionnelles de livraison des colis seront établies pour s'assurer de la compatibilité entre les besoins des producteurs et les capacités instantanées de stockage.

---

<sup>24</sup> Zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie.

<sup>25</sup> Centre industriel de stockage géologique.

<sup>26</sup> Demande d'autorisation de création du stockage.

Si un stockage était ouvert en 2025, sa fermeture ne pourrait intervenir avant 2125. Avant cette date, la politique énergétique de la France peut connaître des évolutions importantes qu'il est difficile d'anticiper. Par exemple, notre pays peut décider de renoncer à la production d'énergie électronucléaire et/ou au retraitement des combustibles. Il est vraisemblable que, dans un tel cas, il faudrait stocker des quantités importantes de combustibles irradiés très exothermiques ; le Dossier 2005 de l'Andra examinait cette hypothèse, qui n'est plus retenue par la loi de 2006. A l'inverse, notre pays peut faire le choix de développer des réacteurs EPR et peut-être, au-delà de 2040, des réacteurs RNR qui engendreront à leur tour des déchets.

Dans ces deux hypothèses, deux options au moins se présenteraient. L'une serait de créer un nouveau stockage. L'autre serait d'agrandir le stockage existant dans la couche du Callovo-Oxfordien qui, dans l'état actuel des connaissances, paraît présenter des surfaces géologiquement favorables plus étendues que ce qui est nécessaire pour le stockage envisagé aujourd'hui. Le moment venu, ce choix devra être débattu dans un cadre défini par la loi.

*La Commission souligne que, à dix huit mois du Débat public, il est indispensable que l'inventaire de dimensionnement du stockage qui figurera dans la Dac et qui constitue une forme de contrat avec l'ensemble des parties prenantes, soit arrêté de manière précise et limitative.*

En ce qui concerne les déchets FAVL<sup>27</sup> (radifères et graphites), pour lesquels aucun site de stockage n'a pour l'instant été envisagé, l'Andra conduit une veille technologique sur les graphites pour étudier les modalités optimales de leur stockage.

### 2.3. ZIRA

Depuis 1995, de très nombreux forages ont été réalisés dans la région de Meuse-Haute Marne et de nombreux profils de "sismique réflexion" 2D et 3D ont été retraités (cas de l'ancienne sismique pétrolière) ou acquis par l'Andra (15 km de 2D en 1995, 4 km<sup>2</sup> de 3D en 1999) afin de reconnaître l'architecture du sous-sol et caractériser le degré d'hétérogénéité au sein des argilites callovo-oxfordiennes et de leurs encaissants. Ces données ont tout d'abord permis de définir une zone de transposition d'environ 250 km<sup>2</sup> où pourraient être identifiées une ou plusieurs zones d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira) d'une trentaine de km<sup>2</sup> destinées à l'implantation d'un stockage.

Ces données de sub-surface, complétées par des levés géologiques détaillés et les travaux menés dans le laboratoire souterrain, ont permis à l'Andra de sélectionner une Zira de 28,5 km<sup>2</sup>, où pourrait être installé le futur stockage souterrain ; celle-ci a été approuvée par le Gouvernement, fin 2009. Cette Zira fait à présent l'objet de reconnaissances approfondies selon un programme scientifique établi par l'Andra, dont la composante essentielle en 2010 a été la réalisation et l'interprétation d'une campagne géophysique en trois dimensions.

Les éléments ci-dessous synthétisent les points essentiels des acquis géologiques et hydrogéologiques concernant la Zira ; des informations plus détaillées sont données en *annexe (cf. annexe 7, tome 2)*.

---

<sup>27</sup> Faible activité à vie longue.

### 2.3.1. Apports de la nouvelle campagne géophysique 3D

La campagne de géophysique 3D réalisée en 2010 sur 37,1 km<sup>2</sup>, a permis de couvrir la totalité de la Zira (28,5 km<sup>2</sup>). Cette campagne a été un succès sur le plan de sa réalisation, grâce à une très bonne couverture de la zone de mesures et une excellente qualité des données recueillies. La rapidité du traitement a permis à l'Andra d'en réaliser les premières interprétations.

Le traitement des données a d'abord porté sur les corrections statiques. L'interprétation structurale est terminée et a produit des cartes qui n'ont pas encore été converties en profondeur. L'interprétation lithostratigraphique a commencé.

Les données géophysiques désormais disponibles sur la Zira démontrent qu'il n'y a pas d'objets structuraux identifiables par sismique - donc de rejet supérieur à 5 m selon l'Andra - au mur et au toit du Callovo-Oxfordien (Cox). Si de tels objets avaient été mis en évidence, ils seraient apparus après le dépôt de l'argilite du Cox et seraient donc susceptibles de traverser cette formation. En l'absence de marqueurs sismiques au sein du Cox, on ne peut toutefois exclure l'existence de fractures, de rejets moindres, qui seraient dues à des tassements différentiels au cours de la sédimentation. Mais de telles fractures devraient rester confinées dans les formations imperméables, sans risque de se prolonger dans les encaissants sus-jacents et *a fortiori* sous-jacents.

*La nouvelle campagne sismique confirme l'excellente homogénéité de la Zira. A l'issue des premières interprétations des données sismiques, le modèle géologique 3D apparaît suffisamment robuste pour que l'on puisse exclure la présence de discontinuités structurales traversant la couche du Callovo-Oxfordien et capables d'assurer une liaison hydraulique avec les aquifères encaissants. La présence de discontinuités de faible extension au sein même de la couche ne peut, à ce stade, être totalement écartée. Il faut noter qu'aucun objet de ce type n'a été jusqu'à ce jour rencontré, ni dans les différents forages verticaux ou inclinés réalisés, ni dans le laboratoire souterrain. De tels objets ne seront visibles qu'au cours de la progression du creusement du stockage. Une décision d'entreprendre de nouveaux forages inclinés au sein de la Zira, avant le creusement du stockage, devrait être soigneusement argumentée car ceux-ci pourraient constituer des voies de transfert potentielles reliant le Callovo-Oxfordien à sa couverture.*

### 2.3.2. Connaissance des variations litho-stratigraphiques du Callovo-Oxfordien

L'Andra a fait un très gros effort de compilation et de synthèse des données. Les propriétés pétro-physiques<sup>28</sup> des argiles du Cox acquises, d'une part dans les galeries du laboratoire souterrain et d'autre part dans les forages<sup>29</sup>, sont ainsi reliées aux conditions de dépôt des sédiments du Cox et de ses encaissants.

<sup>28</sup> Minéralogie, conductivité thermique, perméabilité, porosité.

<sup>29</sup> Où les données sont obtenues par analyses macroscopique et microscopique des carottes et des cuttings, mais aussi par des diagraphies.

La très faible variabilité des propriétés pétrophysiques est désormais bien comprise sur une colonne verticale de Cox ; ces propriétés sont ainsi extrapolables en tout point de la couche à partir des données des puits réels. La variabilité horizontale de ces propriétés peut être anticipée en fonction des modèles paléo-géographiques régionaux et d'environnements de dépôt.

*L'Andra dispose à présent d'un modèle géologique conceptuel justifiant la transposition à la Zira des données élaborées à partir des informations acquises dans le laboratoire souterrain.*

### **2.3.3. Connaissance sur l'hydrogéologie régionale et locale**

A l'échelle régionale, les argiles du Cox sont encadrées par les formations carbonatées du Bathonien et celles de l'Oxfordien-Kimméridgien-Tithonien, qui constituent des niveaux à plus fortes porosités et perméabilités, et sont donc susceptibles de constituer des drains horizontaux pour les fluides.

En bordure de la zone de transposition, à l'extérieur de la Zira, un ensemble d'accidents structuraux (failles sub-verticales traversant l'ensemble de la série mésozoïque) a été reconnu et carté grâce aux diverses campagnes géophysiques successives.

Les rejets verticaux de ces différents accidents bordant la zone de transposition, et qui sont d'ailleurs intervenus dans la définition de cette zone, sont inférieurs à 100 m et semblent, de ce fait, insuffisants pour perturber la continuité hydrogéologique des aquifères encadrant le Cox. Ces accidents peuvent toutefois constituer des passages privilégiés pour les circulations verticales entre ces aquifères influençant ainsi directement les conditions aux limites hydrogéologiques de la zone de transposition. Ceci justifie l'effort important, réalisé par l'Andra depuis de nombreuses années, pour les caractériser.

A l'échelle du secteur, les écoulements d'eaux souterraines d'origine météorique sont contraints par les niveaux carbonatés du Jurassique supérieur situés au-dessus du Cox, avec une zone de recharge au sud. Vers le nord-ouest, une mince couverture argileuse crétacée a été préservée de l'érosion, sa distribution étant directement contrôlée par le réseau hydrographique.

A l'échelle locale, sur l'emprise de la Zira ou dans son voisinage immédiat, les 19 forages destinés aux corrections statiques de la campagne de sismique 3D de 2010 ont été mis à profit pour acquérir une information complémentaire sur la structure et l'hydrogéologie des calcaires du Barrois qui constituent la formation aquifère affleurante.

Un programme de suivi piézométrique et du débit des sources a été mis en place. Ce point est important pour caractériser l'état initial et apprécier, éventuellement minimiser, l'impact futur des travaux souterrains, en particulier la descenderie qui traversera les calcaires du Barrois.

*L'Andra dispose à présent de données hydrogéologiques, essentiellement d'origine bibliographique à l'échelle régionale de l'ensemble du bassin parisien, et de données issues de ses propres travaux de reconnaissance à l'échelle du secteur incluant la zone de transposition, aptes à contraindre un modèle hydrogéologique numérique de simulation des écoulements souterrains dans l'environnement proche et lointain du stockage.*

#### 2.3.4. Situation de la modélisation hydrogéologique

Différents outils de modélisation numérique ont déjà été mis en œuvre à l'échelle régionale pour simuler l'écoulement des fluides dans les couches géologiques du Bassin de Paris, à partir d'un bloc géologique 3D bien documenté permettant de décrire l'architecture des failles et des strates, calée sur les données sismiques et de forages. Cette architecture est décrite au moyen de codes de calcul mis au point à l'IFP<sup>30</sup>, Dionisos pour le modèle litho-stratigraphique et Fraca pour les réseaux de failles.

La modélisation hydrogéologique a été reprise en 2008 par l'Université de Neuchâtel qui a entrepris, avec ses propres outils de simulation, la construction d'un modèle unique rassemblant la problématique régionale et la problématique de secteur. Les travaux sont toujours en cours de développement et aucune avancée significative n'a été présentée à la Commission en 2010.

*La Commission considère qu'un effort doit être fourni pour faire aboutir au mieux et rapidement la modélisation hydrogéologique régionale et de secteur. Un tel outil de modélisation est en effet nécessaire pour préciser définitivement le rôle hydraulique des failles bordières de la zone de transposition qui pourraient jouer un rôle sur la définition et le comportement des exutoires de radionucléides susceptibles de diffuser, à très long terme, depuis le stockage vers les aquifères encaissants. L'outil de modélisation sera également incontournable pour prédire puis contrôler l'impact hydrodynamique du creusement des puits d'accès au stockage et de la descenderie. La Commission souhaite que lui soit présentées, avant la Dac, dans le détail, les hypothèses et les conclusions de la modélisation hydrogéologique.*

25

#### 2.4. ZIIS - INTÉGRATION DES OUVRAGES DANS LE TERRITOIRE ET L'ENVIRONNEMENT

Les installations de surface sont partie intégrante du projet de centre souterrain de stockage.

En raison de leurs dimensions, de leur impact sur l'environnement et de leurs conséquences socio-économiques, ces installations doivent être étudiées avec le même soin que les installations souterraines même si leur réalisation fera appel à des techniques bien connues depuis longtemps, et expérimentées dans toutes les entreprises où sont manipulés et entreposés des déchets et des matières radioactives.

Ces installations constitueront la partie la plus visible du centre de stockage et auront donc une influence déterminante sur l'acceptabilité du projet par les populations avoisinantes.

Lors de l'audition du 15 octobre 2009, l'Andra avait présenté un projet préliminaire répartissant les implantations de ZIIS :

- une zone nucléaire, de 25 ha environ, où seront réceptionnés, entreposés temporairement, puis reconditionnés les colis primaires ;

<sup>30</sup> Institut français du pétrole et des énergies nouvelles.

- une zone industrielle de 35 ha environ où seront implantés les ateliers techniques non nucléaires ;
- une zone administrative ;
- une zone de 120 ha environ où seront stockés et entreposés les déblais de creusement.

L'emprise totale de ces quatre zones devrait donc, en dehors des voies d'accès, représenter une surface de près de 200 ha.

Si le choix d'une liaison entre le fond et la surface par une ou deux descenderies est maintenu, il sera possible de déporter la majeure partie des installations de surface des structures de stockage, ce qui devrait faciliter leur implantation éventuellement dans un département différent. Il ne resterait en effet, à l'aplomb du stockage souterrain, que les puits nécessaires au transport de certains matériels et à la ventilation.

Si la définition d'une ou de plusieurs zones potentielles d'implantation des installations de surface (ZIIS) relève avant tout de négociations avec les autorités locales et les diverses parties prenantes, les critères techniques liés à la sûreté, à la géographie, la géologie et à l'environnement doivent rester déterminants.

#### **2.4.1. Contraintes liées à la sûreté et à la sécurité**

Une partie des installations de surface constituera une installation nucléaire de base (INB) où s'appliqueront toutes les contraintes réglementaires liées à ce type d'équipement.

Ainsi, bien que la région où devrait être implanté le centre de stockage ne connaisse qu'une faible sismicité, la règle fondamentale de sûreté, ASN 2006, impose néanmoins que certaines parties de l'INB soient dimensionnées en fonction d'un modèle forfaitaire majoré d'un coefficient de sûreté. Les installations d'entreposage peuvent, elles aussi, constituer une importante source de risque.

Les règles fondamentales de sûreté, édictées par l'ASN, conduiront à prendre en compte tous les autres risques tels que les chutes d'avions, les inondations ou les incendies.

Un des arguments les plus souvent mis en avant pour justifier les stockages souterrains de déchets radioactifs est leur capacité à résister aux agressions externes. Il ne faut toutefois pas oublier que, avant d'être placés en sécurité au fond, ces déchets séjourneront dans des installations de surface beaucoup plus accessibles, qui devront donc être conçues pour résister à toute tentative d'intrusion.

#### **2.4.2. Contraintes environnementales**

La possibilité, grâce à une descenderie, de séparer ZIIS et emprise en surface du stockage souterrain permet une assez grande flexibilité dans le choix d'implantation des installations de surface.



Il n'en demeure pas moins que des contraintes environnementales peuvent être de nature à interdire leur implantation sur certains sites tels que les zones habitées, les périmètres de captage des eaux, les zones inondables, les sites Natura 2000, les zones d'intérêt écologiques ainsi que les paysages remarquables.

L'Andra a réalisé, en 2009, une carte de synthèse des contraintes d'implantation en surface qui, bien que peu précise, a l'avantage de répertorier les zones de contraintes fortes où toute implantation est, *a priori* exclue.

L'arrivée dans une région essentiellement rurale d'installations industrielles, sur une surface de 200 ha, aura une influence certaine sur l'environnement et sur l'aménagement du territoire qu'il conviendra d'étudier pour tirer le meilleur parti de cette activité nouvelle.

La création, dès 2009, d'un Observatoire pérenne de l'environnement, et l'établissement d'un état de référence de la biodiversité et de la qualité des lieux, devraient permettre de suivre les éventuelles perturbations qui pourraient survenir aussi bien sur le site lui-même que sur ses accès.

#### 2.4.3. Contraintes imposées par la réversibilité

La possibilité de retirer du stockage les colis de déchets constitue une composante essentielle de la démarche de sûreté. Dans l'éventualité de devoir remonter un colis, les installations de surface devraient être dotées d'équipements de décontamination et d'entreposage. Ce type d'opérations est d'ores et déjà bien maîtrisé par les producteurs de déchets, mais un problème de capacité se poserait si toute une série de colis devait y être entreposée pour une période plus ou moins longue.

La réversibilité, ou même la récupérabilité, ne peuvent donc se concevoir que si les installations de surface ont, dès le départ, été conçues et dimensionnées pour faire face à tous les incidents potentiels car il pourrait être difficile de renvoyer des colis défectueux chez les producteurs d'origine.

L'Andra étudie la possibilité de se doter pour cela, dès 2050, d'un module d'entreposage de 100 à 500 m<sup>3</sup>. Ce volume sera-t-il suffisant pour effectuer les manipulations nécessaires ?

*Si cet équipement peut être considéré comme faisant partie intégrante du projet de centre de stockage souterrain, en serait-il de même d'un module d'entreposage destiné à la décroissance thermique de colis de déchets HAVL ?*

*Ce projet, évoqué à plusieurs reprises dans des documents de l'Andra, permettrait d'accueillir, dans une structure de 725 à 2 000 m<sup>3</sup>, des colis dont la puissance thermique aurait déjà décru durant une première période d'entreposage à La Hague. Ne s'agirait-il pas d'un projet, distinct de celui du centre souterrain de stockage ? Auquel cas, il devrait faire l'objet d'une procédure spécifique clairement rendue publique.*

#### 2.4.4. Inconvénients et avantages de la liaison fond/surface par descenderie

Il est indéniable que le choix d'une liaison fond/surface grâce à une ou deux descenderies permettrait d'élargir la zone potentielle d'implantation des installations de surface, ce qui faciliterait les négociations avec les instances locales.

Ce type de liaison a été adopté pour les projets de centres souterrains de stockage en Suède et en Finlande, mais avec des creusements à réaliser dans des formations granitiques. En France, on devra traverser des terrains calcaires aquifères, éventuellement karstifiés. Il faudra s'assurer que les eaux de la formation ne viendront pas s'infiltrer dans les niveaux sous-jacents.

*La Commission souhaite disposer, avant le Débat public, d'études lui permettant d'évaluer la pertinence, sur le plan scientifique et technique, des choix qui seront proposés à l'occasion de ce débat. En effet, si le dialogue avec les responsables politiques et les diverses parties prenantes constitue une donnée essentielle du processus de sélection des zones d'implantation des installations de surface, néanmoins le choix définitif de ces implantations devra s'appuyer principalement sur le résultat d'études objectives des contraintes géographiques, géologiques et environnementales des sites envisagés.*

*Dès que la localisation des zones d'implantation de surface sera précisée, la Commission estime indispensable de disposer d'une étude sur les perturbations hydrauliques et géologiques qui seraient éventuellement provoquées par le creusement de la ou des descenderies.*

28

#### 2.5. VERS UNE RÉALISATION DU STOCKAGE GÉOLOGIQUE : LE CENTRE INDUSTRIEL DE STOCKAGE GÉOLOGIQUE, CIGÉO

L'année 2011 a constitué une étape très importante pour tous les acteurs français du projet de stockage souterrain, en particulier pour l'Andra et les producteurs de déchets, puisque ce projet est désormais en voie de passer d'une phase exploratoire essentiellement consacrée à des travaux de R & D, à sa phase de réalisation industrielle, le projet Cigéo.

Alors que la loi de 2006 mandate spécifiquement l'Andra, et elle seule, pour élaborer le projet de stockage, un élément majeur apparu à la mi-2010, et pleinement concrétisé en 2011, a été la promotion par les producteurs de déchets d'un projet alternatif à celui de l'Andra. Ce projet a été élaboré par EDF, Areva et le CEA s'appuyant sur leur expérience en matière de réalisations dans les domaines nucléaires et de génie civil. Comme l'a souligné l'Opecst<sup>31</sup> dans son rapport d'évaluation du PNGMDR<sup>32</sup>, cette démarche semble avoir été motivée par la perspective d'un accroissement important du coût du projet du stockage géologique de l'Andra.

<sup>31</sup> Cf. rapport Opecst 19 janvier 2011 "Déchets nucléaires : se méfier du paradoxe de la tranquillité" – pp 37-38.

<sup>32</sup> Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs.

Le coût du stockage souterrain avait été chiffré en 2005 à 14,1 milliards d'euros (2003) par la DGEMP<sup>33</sup> (actuelle DGEC), soit 16,2 milliards d'euros (2010). Les chiffres qui sont aujourd'hui avancés sont sensiblement supérieurs. On cite les chiffres de 20 à 35 milliards d'euros (2010). C'est l'autorité administrative qui, en vertu de la loi, devra trancher ; il est probable qu'elle attend pour cela la remise du rapport sur le coût de la filière nucléaire demandé à la Cour des Comptes. Ce rapport devrait être disponible en janvier 2012.

Il faudrait que l'on puisse disposer également d'une information sur la structure des coûts : part des coûts fixes, indépendants du rythme d'enfouissement des déchets, part des coûts variables qui sont liés aux quantités stockées. La date d'utilisation du site et le rythme d'enfouissement des déchets devraient avoir un impact sur la clef de répartition des coûts entre les différents producteurs de déchets.

*La Commission fait observer qu'elle a demandé avec insistance depuis plusieurs années d'avoir communication des éléments relatifs au coût du stockage. Elle souhaite être tenue informée des chiffres qui seront retenus. Elle souhaite également avoir des informations précises sur la clef de répartition des coûts et sur le surcoût lié à la réversibilité du stockage. La Commission s'interroge sur le fait que le retard à la publication des coûts puisse être le reflet de divergences durables entre le point de vue de l'Andra et celui des producteurs, ce qui serait dommageable au déroulement du projet de stockage.*

Jusqu'en mai 2011, la Commission n'a eu qu'une connaissance très réduite du projet des exploitants. Jugeant son information insuffisante, elle a décidé de reporter à la fin de l'année 2011 la publication de son rapport n° 5 dont la remise était initialement prévue en juin.

29

L'information de la Commission a été complétée depuis :

- par sa participation en tant qu'invité à la revue de projet Cigéo mise en place par la DGEC. Cette revue a formulé, début juin, un avis sur le référentiel de données nécessaires au lancement de la phase d'esquisse et sur les exigences qui seront imposées à la maîtrise d'œuvre du projet, ainsi que des recommandations susceptibles de faire converger certaines options des projets de l'Andra et des producteurs ;
- par l'accès au dossier technique du projet STI des producteurs ;
- par une audition privée d'EDF au cours de laquelle lui ont été présentées et justifiées les options de conception du projet STI ;
- par une audition de l'Andra au cours de laquelle lui ont été exposées les spécifications techniques du besoin préliminaire (STBp) du projet Cigéo. Celui-ci constitue l'ossature du cahier des charges de l'appel d'offres sur la maîtrise d'œuvre de la phase d'esquisse, lancé par l'Andra en juillet 2011.

La Commission estime être à présent suffisamment informée.

L'évaluation qui suit synthétise une analyse des principes et options de conception du projet STI, puis reprend les éléments essentiels des exigences techniques du projet Cigéo.

<sup>33</sup> Direction générale de l'énergie et des matières premières.

### 2.5.1. Analyse synthétique du projet STI

Le projet proposé par les producteurs présente un intérêt certain, car il permet, par différence, de préciser certains principes qui doivent présider à la conception d'un stockage.

Ce projet se place dans le cadre résultant de la reconnaissance géologique effectuée par l'Andra. Il pousse à leur limite, de façon parfois ingénieuse, des pistes de réduction des coûts déjà présentes dans les études de l'Andra. Il possède certaines qualités. Il adopte un point de vue d'ensemble sur le stockage et soumet le projet d'architecture à une étude de sa sûreté. Il met bien en exergue les problèmes difficiles posés par la génération de gaz dans les alvéoles. Il organise systématiquement le dimensionnement des ouvrages à partir d'un modèle de comportement géomécanique fondé sur des essais de laboratoire et les mesures de l'Andra. La Commission n'a toutefois été informée que très récemment du contenu détaillé de ce modèle.

Le projet des producteurs consiste, pour l'essentiel, à allonger sensiblement les alvéoles HAVL, en portant leur longueur de 40 à 130 m, même si cette dernière valeur résulte d'une optimisation technico-économique, dont les résultats paraissent pour le moins fragiles ; à accroître sensiblement le diamètre des alvéoles MAVL et à les allonger, de manière plus modeste ; et, à l'inverse, à raccourcir la longueur des galeries qui relient les alvéoles au pied des ouvrages d'accès au fond. La réduction de la longueur et du nombre de ces galeries de liaison conduit, en vue de simplifier le trajet de ventilation, à disposer les puits de retour d'air au plus loin des puits d'accès. Les accès au fond s'effectuent par deux descenderies distinctes, ce qui permet, dans la zone d'accès, de séparer les travaux de creusement et le transport des colis. Au-delà de la zone d'accès, en revanche, cette séparation est moins nette que dans le projet de l'Andra, en raison du nombre réduit de galeries.

Cette architecture a le mérite d'une grande simplicité géométrique et l'inconvénient majeur d'une flexibilité moindre, la zone de stockage MAVL étant réalisée en une seule fois et la zone HAVL tout entière étant réalisée en deux étapes seulement, ce qui ne facilite pas une adaptation à des aléas ou à des évolutions de conception. Cette architecture conduit à réaliser un petit nombre de galeries de grande longueur, plutôt qu'un réseau rectangulaire ; elle permet l'emploi systématique du tunnelier, ce qui présente des avantages de coût, peut-être aussi de moindre développement de l'EDZ et de sécurité accrue des travaux de creusement, mais exige de grands rayons de courbure des galeries d'accès. Cette méthode de creusement présente une flexibilité bien moindre que la machine à attaque ponctuelle ; elle présente également des risques de coincement, que l'on peut probablement surmonter. Son emploi n'est pas classique dans le cas d'argilites à la profondeur du Cox, mais le pronostic de faisabilité est assez favorable ; d'ailleurs l'Andra avait envisagé son emploi.

Les puits sont réalisés en « *raise-boring* » c'est-à-dire de bas en haut.

L'abandon de la géométrie rectangulaire conduit STI à relativiser l'importance de l'orientation des alvéoles dans le champ de contraintes horizontales, pour laquelle l'Andra, sur la base des observations faites en place, avait choisi une orientation systématique dans la direction de la contrainte majeure, afin de réduire le développement de l'EDZ.

La sécurité vis-à-vis de l'incendie repose sur un principe de sectionnement des galeries par tronçon (portes coupe-feu tous les 400 mètres), très différent de celui prévu par l'Andra.

Des calculs de débit de dose individuelle efficace aux exutoires sont présentés, conformément aux exigences du Guide de sûreté édité par l'ASN<sup>34</sup>. L'approche numérique est vraisemblablement plus simple que celle proposée par l'Andra dans le Dossier 2005 et l'interprétation reste parfois sommaire. Elle présente néanmoins plusieurs traits intéressants. Les résultats ne sont pas très distincts de ceux de l'Andra et constituent donc une forme de confirmation en partie indépendante de la validité des méthodes de calcul quand on part des mêmes données, au moins pour les ordres de grandeur. Les débits de dose sont faibles en comparaison du critère de 0,25 mSv/an fixé (pour le scénario normal) par le Guide de l'ASN. Cette cohérence des résultats des calculs n'est pas surprenante et confirme une conclusion déjà énoncée par l'Andra : compte tenu des propriétés favorables de la couche du Cox, les débits de dose sont relativement indifférents au choix de l'architecture du stockage. En fait, les débits trouvés par STI sont légèrement supérieurs à ceux obtenus par l'Andra. Il est vraisemblable que ce résultat tient pour une part à une longueur moindre des trajets des radionucléides depuis les alvéoles vers les puits, qui résulte du choix de faire des galeries moins longues. C'est ainsi que, de manière significative, les résultats de STI sont sensiblement moins bons dans le cas du scénario altéré "tous scellements défailants", scénario extrême dont l'Andra avait montré qu'il permettait encore de satisfaire assez largement le critère de 0,25 mSv/an ; avec STI, le débit molaire d'I<sup>129</sup> est sensiblement accru. En revanche, le choix d'alvéoles HAVL plus longues n'est pas défavorable du point de vue des critères de dose ; les problèmes qu'il pose sont plutôt relatifs à la facilité de la récupérabilité des colis et avant tout à la réalisation du creusement – l'Andra n'a établi pour l'instant, après quelques tâtonnements, que la faisabilité d'alvéoles de 40 m de longueur.

Le problème principal posé par le projet STI est qu'il limite la vérification des objectifs de sûreté à la seule question du respect d'un critère de dose qui, on l'a dit, est relativement indépendant de l'architecture du stockage. Ainsi on peut en apparence simplifier cette architecture, diminuer le nombre et la longueur des galeries, sans véritable effet sur le calcul de dose. Pourtant le Guide de sûreté énonce fortement un second principe : *"Hormis la comparaison des doses individuelles efficaces calculées aux valeurs indiquées, qu'il s'agisse de la situation de référence ou des situations altérées, l'appréciation du caractère acceptable de l'impact radiologique du stockage résulte avant tout de l'analyse des efforts faits par le concepteur du stockage pour que les expositions individuelles soient aussi faibles que raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux"*.

Cela signifie qu'au-delà de l'écriture d'un modèle mathématique du système de stockage, qui permet le calcul de doses, il faut vérifier que l'ouvrage et sa réalisation présentent, à un niveau suffisant, des qualités moins facilement quantifiables, notamment de robustesse, de redondance, de démontrabilité et de flexibilité. De ce point de vue, le projet des producteurs est moins flexible ; la réduction de longueur des galeries de liaison et leur organisation linéaire, qui a pour conséquence logique le dégroupement des puits, offre une sécurité moindre vis-à-vis des circulations de fluides à long terme dans le stockage ; en revanche l'allongement des alvéoles, hormis son impact éventuel sur la récupérabilité, n'a comme inconvénient que sa faisabilité industrielle qui est pour l'instant loin d'être démontrée.

---

<sup>34</sup> Autorité de sûreté nucléaire.

Cela signifie aussi que la qualité globale de l'ouvrage se mesure en évaluant l'ensemble des efforts réalisés pour réduire l'impact radiologique. Le projet STI considéré de manière isolée pourrait paraître présenter des mérites ; l'existence même du projet de l'Andra montre qu'un autre dessin est possible, et qu'il peut être crédité d'un effort supérieur de recherche de réduction de l'impact radiologique. C'est d'ailleurs sur la base de cet effort que ce projet avait été approuvé, pour l'essentiel, par l'ensemble des évaluateurs en 2006 et 2009. En conséquence, le projet STI prend moins bien en compte que celui de l'Andra l'ensemble des objectifs de sûreté prescrits au stockage géologique profond notamment ceux liés au principe Alara<sup>35</sup>.

*La Commission considère que le projet STI a fait apparaître des éléments de discussion propices à faire avancer la réflexion en vue de la réalisation industrielle du projet de stockage souterrain. Ce projet bénéficie de l'expérience d'entreprises rompues à la conception et à la gestion d'installations nucléaires. Cependant, il manque de flexibilité et n'a pas été soumis à un examen complet de la vérification d'objectifs de sûreté impératifs. La Commission regrette que la confrontation des points de vue n'ait pas été portée plus tôt et plus sereinement à la connaissance des évaluateurs.*

### 2.5.2. Conception de la phase d'esquisse du projet Cigéo

Au stade d'avancement des travaux de recherche et des tests de forage d'alvéoles menés dans le laboratoire souterrain de Bure, et compte tenu des nombreuses connaissances acquises sur la géologie régionale, en particulier au niveau de la Zira, lors de campagnes de géophysique 2D et 3D) et de forages ciblés, l'Andra, maître d'ouvrage, a décidé, après la revue de projet Cigéo de procéder à un appel d'offres pour sélectionner le maître d'œuvre. Cette maîtrise d'œuvre devra l'aider en 2012 à finaliser l'esquisse détaillée du projet de stockage Cigéo et à en chiffrer de façon plus précise le coût de réalisation. Ces deux informations devront être disponibles de façon impérative à la fin 2012 pour permettre d'aborder le Débat public programmé pour 2013.

L'Andra a formalisé les spécifications de sûreté et le cahier des charges auxquels devront se conformer les propositions du maître d'œuvre. Ces spécifications reprennent de façon plus opérationnelle les recommandations exprimées en 2009 ; elles sont formulées, en premier lieu, sous forme de principes de conception imposés définissant le cadre général qui ne laissent place à aucune interprétation, en second lieu, sous forme d'options de conception imposées qui s'accompagnent d'une certaine flexibilité et peuvent évoluer sous justification et enfin sous forme de solutions de conception imposées ou interdites qui se réfèrent à un objet ou un équipement intervenant dans la conception.

On peut citer parmi les principales prescriptions :

- la préservation d'une garde de 60 m d'argilite de part et d'autre (au toit et au mur) des galeries et des alvéoles creusées dans le Cox ;

---

<sup>35</sup> Acronyme de "As Low As Reasonably Achievable".

- la conservation d'un espacement minimum entre ces dernières, privilégiant un stockage compact, et l'obligation, au moins dans les premières tranches de réalisation, d'orienter celles-ci dans la direction de la contrainte horizontale maximale ;
- l'obligation d'organiser chaque quartier de stockage de telle sorte qu'il soit borgne par rapport au reste de l'installation souterraine, pour réduire les circulations d'eau possibles,
- l'obligation de regrouper les puits et accès au Cox ;
- l'obligation de mettre en œuvre des moyens de creusement limitant l'endommagement de la roche (EDZ), tant pour les galeries que pour les alvéoles de stockage ;
- l'obligation de réaliser dans le cadre de la première tranche de construction, des alvéoles témoins HAVL et MAVL qui seront instrumentés et utilisés pour des tests de réversibilité en grandeur réelle ;
- l'obligation de réaliser dans le cadre de la première tranche deux démonstrateurs de scellements.

A ce stade, une certaine souplesse est laissée au maître d'œuvre pour explorer et chiffrer différentes solutions techniques pour le creusement et pour l'architecture détaillée du réseau de galeries, l'Andra se réservant d'en évaluer la conformité et d'en effectuer le choix définitif sur des critères de sûreté (première priorité) et budgétaires (l'optimisation des coûts ne devant s'appliquer que sur des solutions valides du point de vue de la sûreté). Des tests de creusement et de suivi du vieillissement des alvéoles sont envisagés dès la première tranche du stockage.

L'Andra est également soucieuse de ne pas lancer d'emblée la réalisation de l'ensemble des galeries, pour n'engager les dépenses d'infrastructure que de façon modulaire, étape par étape, afin de laisser plus de souplesse et de flexibilité au cours du temps, et de bénéficier des acquis technologiques d'une étape pour optimiser la suivante.

*La Commission n'a pas eu le temps nécessaire pour analyser en détail le contenu de l'appel d'offre et la forme de gouvernance du projet que crée cette maîtrise d'œuvre. Toutefois elle s'inquiète de ce que, sans avoir fait figurer un schéma conceptuel explicite dans son appel d'offres, l'Andra ait délégué la maîtrise d'œuvre "système" à une entreprise extérieure, qui aura la charge de finaliser l'esquisse détaillée de la première tranche du stockage, les méthodes et le chiffrage des coûts de réalisation, tout cela en moins d'un an. La Commission demande que l'Andra assume pleinement toutes les responsabilités qui lui ont été confiées par la loi.*

*Par ailleurs, la Commission regrette l'introduction, au moins à titre de pistes de réflexion, d'options insuffisamment débattues, comme l'évolution possible vers des alvéoles HAVL passantes à la ventilation (c'est-à-dire ouvertes des deux côtés), et l'imprécision laissée à propos de l'objectif de température maximale du massif au contact des ouvrages après 1 000 ans.*

### 2.5.3. Évolution du projet Cigéo

Les producteurs (EDF, CEA et Areva) ont développé depuis de nombreuses années une très grande expertise en termes d'installations nucléaires, d'ouvrages souterrains, et de maîtrise des risques associés (contamination, incendie, etc.). L'une des recommandations de la revue de projet Cigéo, à laquelle adhère la Commission, est d'assurer le dialogue entre l'Andra et les producteurs tout au long de la mise en place du projet industriel. Tout en gardant ses prérogatives de maître d'ouvrage et en évitant ainsi tout conflit d'intérêt avec les producteurs qui joueront un rôle consultatif de conseil et d'expertise, l'Andra a exprimé à la Commission son souci actuel de finaliser une convention d'échange avec EDF et le CEA afin de pouvoir intégrer à ses équipes propres des experts détachés d'EDF, du CEA, d'Areva pour bénéficier de leur expertise tout au long de la mise en place et des étapes clés du projet industriel Cigéo.

*De façon générale, la Commission souligne que les diverses préoccupations qui président à la conception d'un stockage géologique profond doivent être clairement hiérarchisées. La sûreté à long terme, la sûreté en exploitation et la sécurité des travailleurs, la préservation de la santé et du bien-être des populations concernées doivent être les objectifs majeurs. Lorsque ces objectifs sont satisfaits au niveau qui est requis, la récupérabilité des colis de déchets et la réversibilité du stockage constituent des objectifs importants. La Commission reconnaît aussi l'importance des préoccupations de coût mais considère qu'elles doivent rester subordonnées aux objectifs précédents. De ce dernier point de vue, elle regrette une nouvelle fois de n'avoir été informée que très parcimonieusement de ces questions, alors que l'apparition d'une proposition des producteurs suggère qu'elles ont constitué un enjeu majeur de débats entre l'Andra et les producteurs. La Commission redoute que ces problèmes continuent à peser, sans la transparence souhaitable, sur les choix à effectuer, d'autant que cette question sera au cœur du Débat public de 2013.*

## 2.6. TRAVAUX SCIENTIFIQUES

### 2.6.1. Thermique

Les déchets stockés dégagent de la chaleur. La puissance dégagée décroît au cours du temps. Pour les déchets les plus chauds, cette décroissance est d'abord due à la désintégration radioactive des produits de fission (césium et strontium). Après un siècle, la décroissance thermique est plus lente et dominée par la désintégration de l'américium. L'Andra a réalisé un bilan des effets à grande échelle de la charge thermique sur le stockage profond, tel qu'il est conçu dans son dossier 2009.

La Commission donne ci-dessous son analyse en quelques points principaux dont une présentation exhaustive est donnée en annexe (cf. annexe 8, tome 2).



### 2.6.1.1. Perturbations thermiques

L'élévation de température au sein de la couche du Cox entraîne plusieurs perturbations affectant notamment la pression de l'eau interstitielle et les contraintes mécaniques.

Du point de vue de la sûreté post-fermeture, le critère le plus contraignant concerne les déchets vitrifiés, parce que la dissolution du verre est nettement plus rapide au dessus de 50 °C. Il faut donc avoir la certitude que la température sera inférieure à 50 °C au moment où l'eau peut entrer en contact avec le verre. Pour que cette condition soit réalisée, l'Andra a calculé que la température maximale à respecter à court terme est de 90 °C à la paroi des alvéoles HAVL.

Les contrastes de température entre les diverses zones du stockage proviendront surtout de la nature des déchets stockés. L'Andra a effectué de nombreuses simulations thermiques tri-dimensionnelles. Celles-ci montrent que le retour à l'équilibre est assez lent. On a encore plusieurs degrés d'écart à la température naturelle, après 10 000 ans, au centre de la zone HAVL qui a reçu les déchets les plus chauds.

Le fait le plus remarquable est sans doute l'apparition de surpressions dans l'eau interstitielle des argilites. Elles sont engendrées par la dilatation thermique de l'eau contenue dans les pores. Elles peuvent atteindre quelques MPa et se dissipent lentement en raison de la faible perméabilité du milieu.

L'Andra a estimé les contraintes mécaniques qui apparaissent dans la couche du Cox au moyen d'un calcul numérique effectué dans l'hypothèse d'un comportement élastique du milieu. L'ordre de grandeur des accroissements de contrainte moyenne et de contrainte déviatorique (qui mesure l'intensité des cisaillements) est de quelques MPa. Un calcul préliminaire suggère que cette augmentation des contraintes ne conduit pas à la rupture aux interfaces entre des couches géologiques de propriétés thermo-mécaniques différentes (Callovo-Oxfordien et Oxfordien carbonaté). Par ailleurs, après plusieurs dizaines d'années, une part significative de la chaleur des déchets est déjà produite et des contraintes de quelques MPa ont été engendrées. Il faudra s'assurer des conséquences possibles de la coexistence de parties encore en exploitation et de parties chauffées depuis quelques décennies.

*La Commission estime que des recherches plus approfondies devraient être conduites sur ce problème thermo-mécanique ; elle souhaite que les résultats lui en soient présentés.*

A la fin de l'exploitation du stockage, l'hydrogène produit par corrosion migre dans la couche. Le risque n'est pas l'explosion dans la couche, en raison de l'absence d'oxygène. Ces deux perturbations (température et hydrogène) ne sont pas très intenses, mais leur association est inhabituelle dans les ouvrages souterrains classiques. On ne dispose donc pas d'un retour d'expérience.

*La Commission recommande que soient étudiés l'interaction réciproque de ces deux perturbations et leur impact éventuel sur le milieu.*

### 2.6.1.2. Expérimentations thermiques

L'Andra a conduit ou envisage de conduire plusieurs essais thermiques dans le laboratoire souterrain afin de confirmer les valeurs de paramètres thermiques mesurées au laboratoire, de mettre en évidence et analyser les phénomènes hydrauliques et thermiques qui sont associés aux accroissements de température dans le massif et de préparer un essai de démonstration de concept pour les alvéoles HA les plus exothermiques.

Les leçons tirées de l'essai TER<sup>36</sup> achevé en 2009 ont été mises à profit pour concevoir et dimensionner un nouvel essai (TED<sup>37</sup>), plus complexe, car il comporte trois sondes chauffantes parallèles. La chauffe a commencé en janvier 2010. Les interprétations seront vraisemblablement délicates en raison des effets complexes de l'augmentation de la température sur les propriétés thermo-hydro-mécaniques de l'argilite.

*La Commission note que les essais en laboratoire souterrain, au cours desquels tous ces effets s'exercent simultanément, sont étroitement associés à des expérimentations en laboratoire de surface conduites dans des conditions plus simples. Elle recommande de poursuivre l'effort de modélisation qui permettra de tirer tout le profit souhaitable des expérimentations en place.*

### 2.6.1.3. Thermique et transmutation

Une préoccupation de la Commission a été d'apprécier les avantages qu'apporterait la transmutation des actinides mineurs du point de vue de la charge thermique, en prenant comme exemple un stockage dans la couche du Cox. Il faut rappeler que cette transmutation ne pourrait s'appliquer qu'au-delà de 2040, en exploitant une nouvelle génération de réacteurs.

La transmutation des actinides mineurs, et notamment celle de l'américium, réduirait significativement la charge thermique qui est plus élevée dans les colis de déchets des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération que dans les colis de déchets actuels. Cette diminution de la charge thermique serait un atout appréciable pour réduire l'emprise du stockage. Cette réduction de l'emprise présente plusieurs avantages : la probabilité d'intrusion involontaire serait diminuée et la distance à des accidents géologiques tels que des failles serait augmentée. On évoque aussi, dans un autre registre, la notion de "préservation d'une ressource rare" : la transmutation permettrait de stocker sensiblement plus de déchets et donc de tirer meilleur profit d'une zone favorable reconnue. La réduction de la charge thermique, sans pour autant pouvoir justifier à elle seule la mise en œuvre de la transmutation, apparaît comme un avantage réel de cette dernière.

---

<sup>36</sup> Expérience sur la réponse de l'argilite à des sollicitations thermiques.

<sup>37</sup> Expérience sur le champ de surpression dans les argilites autour d'un double/triplet de sources chauffants.

#### 2.6.1.4. Conclusion

La Commission souhaiterait mieux apprécier l'état des recherches en matière de charge thermique, notamment parce que celle-ci entretient des relations étroites avec d'autres questions : étendue horizontale du stockage, avantages de la transmutation, choix de la durée de refroidissement avant stockage. Même s'il subsiste quelques incertitudes, l'acquisition des paramètres nécessaires aux calculs thermiques est en bonne voie.

L'analyse des effets thermomécaniques devrait faire l'objet de nouveaux efforts, suggérés plus haut. Le critère de 90 °C au maximum à la paroi des alvéoles joue un rôle important dans le dimensionnement du stockage ; il apparaît raisonnable au vu des choix faits par d'autres pays. C'est la réduction de l'emprise du stockage qui apparaît comme l'avantage le plus substantiel qu'apporterait une réduction de la charge thermique. Ce gain ne peut être évalué que lorsqu'un concept précis de stockage aura été défini.

Les progrès des connaissances passeront par des essais en vraie grandeur réalisés dans le laboratoire souterrain.

#### 2.6.2. Géomécanique

Les études de géomécanique constituent un élément clé de la conception du stockage, parce qu'elles permettent de prendre en compte l'existence d'une zone endommagée par le creusement des galeries et des alvéoles et qu'elles gouvernent les possibilités de leur scellement. Les études ont nécessairement une composante empirique, mais elles doivent être complétées par une modélisation qui intègre l'ensemble des facteurs physiques et chimiques responsables du comportement mécanique de l'argilite du Cox.

La Commission en donne ci-dessous son analyse en quelques points principaux dont une présentation plus complète (cf. annexe 9, tome 2).

##### 2.6.2.1. Zone endommagée (EDZ), enjeu de sûreté

Le creusement des galeries, puis la longue période pendant laquelle elles restent ouvertes, permettent le développement d'une zone endommagée (EDZ) dans laquelle les propriétés naturelles de la roche peuvent être profondément dégradées. Du point de vue de la sûreté à long terme, cette zone est le siège d'une fracturation ou d'une fissuration qui peuvent augmenter très sensiblement la conductivité hydraulique, avec le risque de former un court-circuit de la barrière géologique qui permettrait une circulation rapide des gaz, de l'eau, et des radionucléides le long des galeries et des puits.

L'Andra a conduit une caractérisation approfondie de l'EDZ comportant l'analyse structurale de l'état des parements et du front des galeries, l'examen de carottes, et des mesures de perméabilité à l'eau et au gaz.

*La Commission juge remarquable cet effort de caractérisation.*

Différents types de fractures ont été observées au voisinage des parois : fractures "en chevron" (indices de cisaillement), fractures obliques subverticales et fractures "en extension" au voisinage immédiat de la paroi. On peut ainsi distinguer depuis la paroi une zone contenant un réseau plus ou moins bien connecté de fractures, beaucoup plus perméable que la roche saine, une zone intermédiaire avec des fractures mal connectées, et enfin une zone faiblement fissurée mais qui reste plus perméable que la zone saine. L'étendue de ces zones dépend fortement de l'orientation de l'axe des galeries. Ces données établissent que, même si elles n'atteignent pas des proportions inquiétantes, l'extension et l'intensité de l'EDZ sont plus importantes que ne le laissait attendre le pronostic fait en 2005 par l'Andra. Ces nouvelles données devront être prises en compte dans les calculs de sûreté et montrent l'importance des scellements destinés à interrompre la continuité de l'EDZ.

La formation de l'EDZ est influencée par la méthode de creusement et de revêtement des galeries. Un premier choix est de poser très vite, immédiatement en arrière du front, un soutènement rigide pour maintenir la roche en place. Le choix opposé est de laisser venir les terrains en posant un revêtement provisoire léger, et de ne le compléter qu'après plusieurs mois. Pour évaluer ces diverses approches, l'Andra dispose d'un modèle de comportement à court terme du massif argileux mais il semble qu'il ne soit pas systématiquement utilisé pour la conception du revêtement. Les galeries devant rester ouvertes pendant un siècle environ, le choix de la meilleure méthode doit aussi être inspiré par l'estimation de l'ampleur et de la vitesse des mouvements à long terme. Une appréciation mieux établie de l'ampleur des mouvements différés, à l'échelle du siècle, serait précieuse pour la conception des galeries, le dimensionnement du chemisage métallique des alvéoles HAVL ou du soutènement en béton des alvéoles MAVL.

Les expérimentations GCS (Galerie de conception souple) et GCR (Galerie de conception rigide) ont pour objectif la comparaison de deux méthodes de soutènement du point de vue de la formation et de l'évolution de l'EDZ et de son influence sur le comportement hydromécanique. La réalisation de la galerie GCR a commencé en janvier 2011 et s'achèvera en janvier 2012 ; une comparaison avec GCS, déjà achevée, sera alors possible. Les mesures de déplacement sont interprétées au moyen de la méthode convergence-confinement dont l'emploi est classique dans les tunnels. Il faudrait aussi utiliser un modèle de comportement à court terme, élaboré par l'Andra, qui permettrait de s'affranchir de certaines simplifications et d'effectuer une analyse hydromécanique complète.

Un essai technologique de creusement au tunnelier avec pose de voussoirs à l'avancement sera conduit à partir de 2012. Il contribuera à évaluer l'impact sur l'EDZ du creusement par tunnelier et du soutènement par voussoir. L'essai comportera le creusement successif de deux galeries perpendiculaires réalisées dans les deux directions de contraintes horizontales principales. Il ne bénéficiera pas de l'approche progressive qui avait conduit l'Andra à retenir la machine à attaque ponctuelle comme option de référence et s'achèvera peu de temps avant le dépôt de la Dac.

*Le Commission souligne que l'utilisation du tunnelier peut conduire à une modification assez radicale de la conception du stockage et qu'il restera peu de temps pour l'analyser. Elle suivra avec attention les résultats de cet essai.*

De nombreuses observations suggèrent que la formation d'une EDZ pourrait être un phénomène partiellement réversible. En effet, après fermeture, la resaturation de l'argilite, accompagnée de l'application prolongée d'une pression croissante, pourrait avoir un effet de cicatrisation.

*La Commission approuve la poursuite de recherches sur les phénomènes d'auto-colmatage, dont une bonne compréhension peut fournir une marge supplémentaire du point de vue de l'analyse de sûreté à long terme.*

#### **2.6.2.2. Essais conduits dans les alvéoles HAVL**

L'Andra a conduit des essais de creusement d'alvéoles de 40 m de long, 70 cm de diamètre, chemisées par un tube d'acier de diamètre un peu inférieur. Ce chemisage a pour fonction principale de permettre une introduction et, le cas échéant un retrait, faciles des colis HAVL.

Le premier risque est que les mouvements du terrain qui vient rapidement au contact du chemisage, engendrent son ovalisation, conduisant à un frottement additionnel, peut-être même à un coincement du colis à retirer. Les calculs d'ovalisation effectués en vue de dimensionner l'épaisseur d'acier du chemisage comportent encore des incertitudes. La réversibilité exige que ces problèmes trouvent leur solution.

*La Commission n'a pas entendu d'exposé complet sur ce sujet. Elle demande que le cahier des charges des fonctions que doit remplir le chemisage soit précisé quantitativement.*

Le second risque concerne l'alignement des tubes le long de l'alvéole. L'Andra a vérifié avec son démonstrateur de surface que le retrait pouvait se faire même avec une courbure importante, mais il reste à estimer si les marges sont suffisantes dans tous les cas.

Mi-2011, l'Andra mettra en place une instrumentation du chemisage d'une alvéole, pour suivre l'évolution de l'interface argillite/chemisage. Une deuxième phase, commençant mi-2012, comportera un essai des procédés d'obturation de la tête d'alvéole et un essai en vraie grandeur sur une alvéole muni de son insert et de sa plaque de fond. Dans ce dernier essai, une source de chaleur reproduira les conditions des colis HAVL (C0)<sup>38</sup> qui devraient être les premiers stockés. Cet essai doit durer une dizaine d'années.

*La Commission apprécie très favorablement ce programme mais estime qu'il est indispensable d'observer également, pendant une longue durée, une alvéole HAVL sans chemisage, dans la direction la plus adaptée au projet proposé par l'Andra. La présence du chemisage complique les observations et rend difficile leur interprétation compte tenu des interactions que cette présence engendre. On pourrait ainsi observer directement les déplacements des parois en fonction du temps, les ruptures locales, la perte éventuelle d'alignement, l'évolution de l'EDZ.*

---

<sup>38</sup> Verres "anciens" et Atalante.

### 2.6.2.3. Scellements

Le scellement des ouvrages n'interviendra vraisemblablement que dans un siècle ou plus. Il peut constituer une barrière efficace dans les scénarios de court-circuit de la barrière géologique.

L'Andra a indiqué très récemment à la Commission qu'elle procédait à une révision en profondeur de son programme relatif au concept de scellement. La Commission, tout en étant préoccupée par les délais courts que laisse la date de dépôt du dossier de la Dac, apprécie favorablement la décision de l'Andra.

### 2.6.2.4. Modélisation géomécanique et conclusions

L'Andra conduit dans son laboratoire souterrain un programme d'expérimentations géomécaniques remarquable par son ampleur et par la qualité et la densité des mesures effectuées. La modélisation du comportement thermo-hydro-mécanique de l'argilite est rendue difficile par la présence simultanée de phénomènes physiques et chimiques variés qui sont souvent étroitement couplés.

Pour le comportement de court terme, plusieurs modèles distincts sont encore proposés et il serait souhaitable qu'ils convergent vers une formulation unique stabilisée. L'étude du comportement différé des galeries et alvéoles à l'échelle du siècle est moins avancée.

*La Commission approuve l'effort lancé par l'Andra sur ce thème et souhaite qu'un bilan des études et expérimentations sur le comportement différé lui soit présenté.*

*La Commission souhaite que s'amplifie l'effort de modélisation amorcé pour que celle-ci intègre les principaux couplages reliant les phénomènes physiques et chimiques qui gouvernent le comportement de l'argilite.*

*La Commission estime que le programme de géomécanique concrétise une évolution souhaitable vers des expérimentations intégrées et proches de l'échelle industrielle. Elle recommande de prendre garde, néanmoins, à ce que ne s'établisse pas un divorce entre la modélisation scientifique du comportement et la mise en œuvre d'essais plus orientés vers l'application industrielle.*

## 2.6.3. Expériences en laboratoire souterrain

### 2.6.3.1. Expériences dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne

Le programme expérimental en cours et à venir dans le laboratoire souterrain est très riche ; il met l'accent sur les aspects techniques et pratiques du creusement des ouvrages de stockage et du comportement de la roche hôte et des matériaux aux interfaces dans le champ proche. Ces expériences apparaissent de plus en plus intégrées et préfigurent des expériences en vraie grandeur pouvant caractériser le comportement hydro-thermo-mécanique d'une alvéole HAVL. D'autres expériences ont un caractère plus amont et visent à compléter les connaissances théoriques sur certains aspects de la mécanique, de la migration des gaz et de la géochimie.

La réalisation de ces expériences nécessite des infrastructures techniques importantes au sein du laboratoire. En un an, entre mars 2010 et mars 2011, 180 m de galeries et une centaine de forages ont été creusés, 2000 m de carottes de roche ont été prélevés et 1200 capteurs ont été mis en place.

La récente autorisation de prolongement des activités du laboratoire permet de poursuivre ces programmes jusqu'en 2030.

### 2.6.3.2. Expériences visant à caractériser le champ proche

Elles sont destinées à caractériser des mécanismes hydro-thermo-mécaniques et chimiques intervenant dans la roche hôte perturbée par la présence des ouvrages de stockage.

Concernant les alvéoles HAVL, l'Andra considère avoir maîtrisé le creusement et le chemisage d'une alvéole sur une longueur de 40 m. Pour ce test, elle a cependant utilisé des chemisages d'épaisseur inférieure qui serviraient en condition de stockage ; elle s'intéresse à présent à optimiser la longueur forée et à observer la mise en charge mécanique du chemisage par le terrain encaissant avec ou sans influence thermique. Des expériences avec des tubages de diamètre réduit (140 mm) sont en cours. Des essais au diamètre réel sont en préparation.

Concernant l'altération des matériaux à long terme, l'Andra mène des expériences de longue durée pour examiner la corrosion de l'acier au contact de l'eau porale et les réactions aux interfaces entre matériaux différents (verre, fer, argilite). Ces expériences sont prévues sur une dizaine d'années avec des contrôles intermédiaires.

Concernant la géochimie dans l'argilite, l'Andra considère avoir maîtrisé la modélisation de l'interaction eau-roche permettant de rendre compte de la composition chimique de l'eau porale<sup>39</sup> du Cox. Sur le plan géochimique, l'Andra s'est intéressée à la migration des gaz en champ proche et à leur relation avec la composition chimique de l'eau porale ; les expériences portent sur les gaz naturels émanant de la roche (azote, méthane, alcanes légers) et aussi sur l'effet de l'oxygène de l'air des galeries sur l'oxydation des éléments dissous dans l'eau porale et sur le devenir de l'hydrogène engendré par l'altération de l'acier. Des comparaisons ont pu être établies entre le Mont-Terri et le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne. Les expériences avec l'oxygène sont conduites dans le laboratoire souterrain, elles montrent une faible pénétration de la perturbation oxydante au sein du Cox. Les expériences avec l'hydrogène sont réalisées dans le tunnel du Mont-Terri, en raison du danger potentiel dans les conditions plus confinées du laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne.

Sur le plan de la modélisation hydrochimique, les modèles rendent bien compte des équilibres calco-carboniques même si la pression partielle de CO<sub>2</sub> dans la phase gazeuse en équilibre avec l'eau est encore mal reconstituée par les calculs. L'effort de modélisation doit s'attacher à décrire l'effet de la température sur la cinétique très lente de dissolution des silicates.

Le rôle des bactéries est étudié au Mont-Terri, pour déterminer et quantifier les processus d'évolution, au sein de l'argilite, de la composition des solutions issues des alvéoles B2<sup>40</sup>. Pour ce faire, des solutions contenant des nitrates et des acétates ont été mises en circulation au contact de l'argile et font l'objet d'un suivi de la dénitrification et du développement de souches bactériennes qui pourraient participer à la catalyse de cette réaction. Le développement bactérien, sous l'effet d'un ensemencement par les ouvrages et la ventilation, est étudié dans une autre expérience au laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne ; la croissance d'une flore sulfurogène a été observée, son origine est vraisemblablement due aux conditions de l'expérience mais la présence de bactéries autochtones n'est pas exclue.

La migration du gaz dans l'argilite et la resaturation sont étudiées par des expériences d'injection de gaz à différents paliers de débit. Les résultats montrent une pénétration du gaz dans la roche et suggèrent une diminution concomitante de la perméabilité. Des essais du même type ont été entrepris dans des forages horizontaux du laboratoire pour étudier les temps de resaturation d'un noyau d'argile utilisé pour les scellements. Ces expériences ont vocation à se prolonger, car il apparaît que, au bout de 500 jours, la resaturation n'est toujours pas terminée.

### 2.6.3.3. Expériences visant à caractériser le champ lointain

Ce type d'expérience a pour but de caractériser le comportement du Cox à distance des ouvrages de stockage, au-delà de la zone affectée par le forage. Un paramètre essentiel de la migration de solutés au travers du Cox est le coefficient de diffusion. Les expériences de diffusion en forage, réalisées de 2005 à 2009, ont démontré une excellente cohérence des résultats avec les mesures obtenues en laboratoire de surface. Elles sont à présent arrêtées. Compte tenu de la lenteur des mécanismes de diffusion, les distances de transfert n'ont pas dépassé quelques centimètres.

---

<sup>39</sup> Ceci permet en particulier de fabriquer artificiellement l'eau nécessaire aux expérimentations d'altération des matériaux ou de resaturation, ce qui offre un gain de temps appréciable dans la préparation des expériences étant donné la difficulté à récupérer l'eau porale naturelle.

<sup>40</sup> Alvéole qui contient les boues bitumées.



L'Andra prépare à présent une expérience sur de plus longues distances (quelques décimètres à quelques mètres) et met au point pour cela des mini-sondes de détection des rayonnements bêta et gamma qui devraient permettre un suivi *in situ* de traceurs radioactifs autorisant des mesures non-destructives sur une longue durée.

Dans le cadre du GNR Trasse<sup>41</sup> intégré au programme Pacen, le CNRS (*cf. annexe 1, tome 2*) et l'IRSN ont poursuivi l'analyse des migrations à distance dans les argilites de Tournemire, en s'appuyant sur la distribution de l'hélium radiogénique dans l'eau porale. Cette analyse montre que le profil actuel, en profondeur, des teneurs en ce gaz rare peut être expliqué par un mécanisme diffusif qui se serait exercé sur 17 à 30 millions d'années. Ceci confirme la lenteur de ce type de mécanisme de transfert.

Un important programme expérimental est actuellement planifié par l'Andra suivant trois axes principaux :

- poursuite des essais sur les alvéoles HAVL incluant des expériences intégrées pour reproduire en vraie grandeur le comportement thermo-hydro-mécanique ;
- complément de données sur les caractéristiques des argiles du point de vue géomécanique et du transport-rétention ;
- tests des composants de scellement des galeries.

*La Commission considère que l'Andra fait preuve de beaucoup de créativité pour imaginer et réaliser, en conditions représentatives du stockage, des expérimentations dans le laboratoire souterrain et en partenariat dans d'autres lieux. Une quantité impressionnante de données a été acquise et devrait encore s'accroître notablement selon le programme prévu jusqu'en 2013.*

*La Commission souhaite que la modélisation soit systématiquement renforcée, de manière à tirer le meilleur parti des essais scientifiques. Elle souligne l'importance de poursuivre les essais de creusement des alvéoles en grandeur réelle. Elle souligne l'importance des expériences à venir, qui visent à caractériser en vraie grandeur le comportement des alvéoles HAVL. Leurs résultats seront essentiels pour évaluer la récupérabilité des colis.*

## **2.7. RÉVERSIBILITÉ**

### **2.7.1. Introduction**

La loi exige que la réversibilité soit garantie pendant au moins 100 ans. Néanmoins, le mot de "réversibilité" est, aux yeux de la Commission, ambigu. La Commission estime indispensable à l'information judiciaire de tous les acteurs concernés par le stockage et, en particulier, du citoyen, de dissiper cette ambiguïté par l'adoption d'un lexique plus précis. Elle propose de retenir trois mots distincts pour trois réalités différentes :

---

<sup>41</sup> Transfert des radionucléides dans le sol, le sous-sol et vers les écosystèmes.

- la *réversibilité*, en un sens précis et univoque, désigne la possibilité, en n'importe quel point d'effectuation du projet, de revenir à un point antérieur, compte tenu du fait que plus la réalisation avance, moins il devient possible de regagner des points plus reculés ; en d'autres termes, la réversibilité fait d'autant plus place à l'irréversibilité que la distance entre les stades de réalisation est plus grande ;
- la *recupérabilité* est la capacité d'atteindre les colis stockés et de les extraire de leur position dans le stockage, de manière à pouvoir leur appliquer au fond les éventuels traitements requis par leur état à différentes échelles de temps, qu'il s'agisse d'accidents ou de conversion des déchets en ressources exploitables ;
- la *flexibilité* vise un mode de gestion du projet de stockage, à tous les stades d'élaboration et de réalisation, conçu de telle manière qu'il puisse être constamment et perpétuellement modifié, pour être à même de repérer, de traiter et d'intégrer toutes informations nouvelles portant sur l'efficience de l'entreprise.

La réversibilité résulte d'une demande sociale introduite dans la loi. Elle implique que l'option d'un retrait partiel ou complet des colis de déchets reste crédible pendant une durée d'un siècle au moins. Pendant cette durée, le retrait est de moins en moins facile. Une échelle qui comporte cinq niveaux successifs de réversibilité a été adoptée par l'AEN (Agence pour l'énergie nucléaire) ; l'Andra a contribué à sa mise au point. L'Andra a également contribué à l'organisation à Reims par l'AEN, en décembre 2010, d'un colloque consacré à la réversibilité et à la récupérabilité. Ce colloque a montré que l'Andra se plaçait au premier rang de la réflexion internationale sur la réversibilité.

Un retrait éventuel doit avoir été préparé : il faut prévoir les circonstances qui pourraient le rendre nécessaire, disposer des éléments permettant de décider le retrait, dont l'estimation de son coût et des risques pour les opérateurs, préparer des plans de retrait intégrant les difficultés qui peuvent survenir, pouvoir adapter le rythme de déstockage à la nature de l'événement qui l'a rendu nécessaire et vérifier que les plans de retrait sont cohérents et applicables.

Pour que la récupération des déchets demeure facile, compte tenu du niveau de réversibilité atteint, plusieurs conditions doivent être satisfaites pendant toute la période de réversibilité. Il faut qu'il n'existe aucune incertitude sur la nature et la localisation de chacun des colis de déchets. Les puits et galeries d'accès aux alvéoles qui contiennent les colis doivent rester dans un état qui permette la circulation des engins de transport et de manutention. On doit avoir ménagé, entre les colis et le revêtement ou le chemisage des alvéoles, un jeu suffisant. Ce jeu doit être calculé avec une marge qui tienne compte des effets des pressions de terrain qui s'exerceront progressivement sur le revêtement ou le chemisage des alvéoles et pourront en réduire la section ou en perturber l'alignement. Pendant la période considérée, les conteneurs en acier ou en béton qui enveloppent les déchets ne doivent connaître que des évolutions limitées. De même, il faut limiter les évolutions physico-chimiques qui affecteraient l'air, l'eau et plus généralement les matériaux du voisinage des colis et qui seraient susceptibles d'engendrer des difficultés pendant la récupération. Les dispositifs de saisie, d'extraction, de manutention et de transport des colis doivent avoir été maintenus opérationnels. Des moyens d'observation et de surveillance doivent fournir les informations utiles sur l'évolution des colis et de leur environnement. Les colis retirés, quelle que soit leur quantité, doivent pouvoir être entreposés à la surface, sur place ou à distance, dans des conditions sûres.

Ces différents points sont étudiés en détail dans l'annexe 10 du tome 2 et l'analyse de la Commission est présentée ci-dessous.

### 2.7.2. Circonstances pouvant conduire à un retrait

La Commission avait demandé à l'Andra d'envisager les scénarios pouvant conduire à un retrait des colis. L'Andra s'est notamment appuyée sur une enquête conduite auprès des acteurs locaux pour confirmer et compléter la liste des scénarios les plus souvent envisagés.

Certains paraissent peu probables (choix d'une nouvelle filière de gestion, valorisation des déchets stockés), d'autres moins hypothétiques (défaut d'un colis ou de la barrière ouvragée), tandis que certains reflètent des préoccupations sociétales (contrôle du processus de stockage ; risque d'abandon du stockage) ou un possible incident de manutention.

*Certaines circonstances pourraient nécessiter un déstockage rapide. C'est pourquoi la Commission recommande que l'Andra précise le rythme de déstockage le plus rapide que permettent les moyens envisagés actuellement.*

### 2.7.3. Évolution des alvéoles et des colis pendant la période de réversibilité

L'évolution des alvéoles et des colis pendant la période de réversibilité est une préoccupation majeure pour la Commission, puisqu'elle sera un facteur clé de la facilité de mise en œuvre du processus de réversibilité. Les moyens de manutention permettant le retrait seront les mêmes que ceux utilisés pour le stockage, ce qui garantit que leur maintenance sera assurée. Cela imposera toutefois certaines contraintes en cas d'évolution technologique de ces moyens, qui n'est pas improbable sur une durée d'un siècle.

Pour ce qui concerne le retrait des colis HAVL, deux problèmes essentiels se posent, d'une part la corrosion des surconteneurs des colis ou du chemisage des alvéoles et, d'autre part, l'ovalisation ou la perte d'alignement du chemisage des alvéoles.

L'Andra estime que les vitesses de corrosion restent suffisamment faibles pour ne pas modifier significativement les conditions d'un retrait. Hormis leurs effets directs sur l'état du chemisage et du surconteneur, que l'Andra apprécie comme modestes, les phénomènes de corrosion, en cas de réouverture de l'alvéole, mettront l'atmosphère de la galerie en contact avec une phase fluide contenant de l'eau liquide, de la vapeur et de l'hydrogène, produit de la corrosion anoxique, à pression et température élevées (plusieurs MPa et un peu en-dessous de 100 °C). La réouverture de l'alvéole doit tenir compte de cette situation.

L'ovalisation et la perte d'alignement du chemisage peuvent résulter de la contrainte qu'il subit en raison de la pression hydrostatique à la profondeur du stockage et, à plus long terme, du poids des terrains. Les calculs que propose l'Andra pour rendre compte de ces phénomènes gagneraient en crédibilité si l'on disposait de modèles consolidés et validés du comportement différé engendré par les effets conjoints du fluage, de l'évolution des pressions de pore, de la dilatation thermique, éventuellement des transformations physico-chimiques affectant le massif.

*La Commission souhaite que lui soient présentés les calculs de dimensionnement vis-à-vis du risque d'ovalisation ; elle estime qu'il faudra, dès que possible, mettre en œuvre des essais en place complètement représentatifs des conditions réelles, seuls susceptibles d'entraîner complètement la conviction quant au risque d'ovalisation.*

Le retrait des colis MAVL est, plus fidèlement que dans le cas des colis HAVL, l'opération inverse de la mise en place car les colis ne sont pas extraits par traction mais repris par le même robot qui les a mis en place. L'obturation définitive des alvéoles de déchets MAVL n'est pas immédiate ; au contraire une ventilation est organisée pour évacuer les gaz produits et, à un moindre degré, pour refroidir les colis. La ventilation facilite la surveillance de l'atmosphère de l'alvéole ; en maintenant une atmosphère sèche dans l'alvéole, elle réduit considérablement les vitesses de corrosion. En revanche, après obturation, de l'eau pourra être présente au moins localement avec, pour certains colis, formation d'hydrogène ou augmentation de la température jusqu'à des valeurs de l'ordre de 40 à 70 °C. Une attention particulière devra être portée à la récupérabilité des colis de bitume.

*En conclusion la Commission apprécie que l'Andra ait réalisé un examen de l'évolution des alvéoles et des conditions qui y règnent. Elle note que cet examen contribue à l'analyse des conditions concrètes d'un retrait de colis. La Commission insiste sur l'importance d'une vérification de cet examen, à échéance rapprochée, au moyen d'essais complètement représentatifs des conditions réelles d'un stockage.*

#### **2.7.4. Réversibilité et entreposage**

Le PNGMDR prévoit qu'il faut "prendre en compte la réversibilité du stockage, notamment en identifiant systématiquement des solutions d'entreposage pour accueillir des colis qui seraient retirés du stockage".

*La Commission considère que l'entreposage des déchets éventuellement retirés d'un stockage est une question qui doit être considérée avec rigueur pour établir le cahier des charges des ZIIS mais qu'elle n'appelle pas une réponse pratique à courte échéance. Sa solution dépend en partie de l'évolution, dont il est difficile de préjuger, du paysage énergétique français dans les trente années à venir. Elle observe que l'Andra devra continuer à y consacrer des moyens de recherche suffisants pour apporter en temps voulu les réponses souhaitables.*

#### **2.7.5. Exercices de réversibilité**

L'Andra s'attache à réaliser des essais en prototype de surface et à tirer des essais réalisés en laboratoire souterrain les enseignements utiles du point de vue du retrait. Mais le retrait est une opération globale complexe pour laquelle la vérification de chaque maillon de la chaîne n'est sans doute pas suffisante.

*La Commission invite l'Andra à proposer, dans la perspective du dépôt du dossier de la Dac, les éléments de définition d'une revue périodique de réversibilité qui devrait comporter la conduite d'exercices de réversibilité.*

#### **2.7.6. Conclusions**

*Au stade actuel du projet, compte tenu des échéances à venir (Débat public, dépôt du dossier de la Dac, loi sur la réversibilité), la Commission souhaite maintenant que soit examinée avec rigueur et précision l'influence de la demande de réversibilité dans la loi de 2006, sur le projet de stockage. Les questions suivantes sont posées :*

- *Y-a-t-il des limites à la réversibilité ?*
- *Dans le concept de stockage présenté, quels sont les éléments qui sont rendus indispensables par l'exigence de réversibilité ?*
- *Quelles sont les conséquences de ces mesures sur la sûreté du stockage ?*
- *Quelles sont les conséquences de ces mesures sur le coût du stockage ?*
- *Y-a-t-il des processus à améliorer ou fiabiliser (contrôle des colis, traçabilité) ?*
- *En conséquence, quels sont les paramètres à surveiller et quelle instrumentation est à développer : analyse des conditions qui empêcheraient de ressortir les colis d'une alvéole, ovalisation, alignement, atmosphère, risque pour les opérateurs, conditions d'un déstockage rapide, entreposage des colis etc. ?*

#### **2.8. MÉMOIRE DU SITE**

Le projet de stockage en profondeur des déchets nucléaires de Meuse/Haute-Marne frappe par son audace et la complexité de sa mise en œuvre.

A une époque où la société s'est résolue à assumer la responsabilité des déchets qu'elle produit, en particulier ses déchets radioactifs, la Commission considère qu'il serait opportun de ne pas perdre la mémoire de l'énergie dépensée et du talent déployé, mais de s'attacher, au contraire, à en perpétuer le souvenir et de saisir aussi l'occasion de créer un lieu de mémoire édifiant et rentable.

*La Commission apprécie l'intention de l'Andra d'archiver les sources qui permettraient d'étudier un jour l'histoire du site. Elle aimerait que l'Agence lui en dise plus sur ses desseins, de manière qu'un regard extérieur lui permette de les porter à leur plus haut degré de perfection. La Commission souhaite être également informée des modalités étudiées par l'Andra pour perpétuer la mémoire du site.*

## Chapitre 3

### PANORAMA INTERNATIONAL

Ce chapitre ne décrit que les aspects les plus récents depuis la publication du rapport n° 4 de la Commission. Il ne tient pas compte de l'impact de l'accident de Fukushima, étant donné qu'actuellement cet impact n'est pas encore connu avec précision et qu'il ne concernera qu'indirectement les programmes de gestion des déchets.

Actuellement, trois pays ont un calendrier qui prévoit l'ouverture en 2025 d'un stockage profond de déchets radioactifs de haute activité à vie longue : la Finlande, la France et la Suède. En Suède, en mars 2011, SKB a déposé son dossier de demande d'autorisation de construction. La Suède est donc le premier pays à avoir franchi cette étape.

Le succès des projets, dans ces trois pays, pourrait avoir une vertu d'exemple. Il démontrera la possibilité d'une gestion rationnelle des déchets radioactifs.

A l'inverse, aux États-Unis, le projet Yucca Mountain est arrêté et le Président a nommé une commission, la "Blue Ribbon Commission", afin de préconiser des solutions à long terme pour la gestion du combustible irradié et des déchets radioactifs du pays. Aucun projet concret n'est à attendre avant longtemps.

*La Commission juge favorablement l'ancrage international d'une bonne partie des recherches effectuées par l'Andra et le CEA ; elle apprécie particulièrement l'attention donnée à cette dimension lors des auditions.*

*Lors du présent exercice d'évaluation, une audition du CEA a été spécialement consacrée au panorama international des cycles nucléaires retenus par différents grands pays nucléarisés et des E&R associées (cf. annexe II du présent rapport).*

#### **3.1. DIFFÉRENTES OPTIONS DE GESTION DES DÉCHETS FA, MA ET HA**

Pour ce qui concerne les déchets FA ou MA à vie courte, la plupart des pays nucléarisés disposent d'un centre de stockage opérationnel ou en construction. Il n'y a plus, de ce fait, de défis majeurs à relever concernant la gestion de ce type de déchets. Les efforts restants les plus importants concernent la démonstration de la sûreté, l'assurance qualité, et la garantie que les capacités programmées intègrent bien les productions futures.

Pour les déchets FA et MA à vie longue (transuraniens, chlore 36,...) des technologies de traitement et de gestion restent à développer. Peu de sites sont opérationnels, ou même en construction, voire à l'étude. Aux États-Unis, le centre WIPP (Waste Isolation Pilot Plant, profondeur de 700 m en couche de sel à Carlsbad, Nouveau Mexique) est opérationnel depuis 1999 pour le stockage définitif de déchets transuraniens du programme militaire.

En Allemagne, la mine de fer abandonnée de Konrad est aménagée afin que le site puisse accueillir des déchets à partir de 2014. En avril 2011, Ontario Hydro Power, au Canada, a demandé une licence d'exploitation pour un stockage en couche sédimentaire à Kinkardine dans le comté de Bruce.

Pour le stockage de déchets HAVL, plusieurs pays ont des programmes d'E&R conduits dans des laboratoires souterrains (Allemagne, Belgique, France, Suède, Suisse,...). En Europe, en termes de projets concrets d'implantation d'un stockage géologique de combustible irradié ou de déchets HAVL, la Finlande, la France et la Suède sont les pays les plus avancés, avec un calendrier similaire. Le début de construction y est prévu dans 3 à 5 ans et l'exploitation vers 2020 à 2025.

Dans tous les pays nucléarisés, le choix stratégique concerne la gestion du combustible irradié. Il y a trois options de base :

- le stockage direct : le combustible est entreposé pendant quelques décennies, puis stocké en couche géologique (Finlande, Suède,...) ;
- le recyclage : le combustible est retraité, l'uranium et le plutonium sont monorecyclés en réacteurs à eau pressurisée ; les déchets HAVL issus de ce retraitement et les combustibles Mox sont stockés (HAVL) et entreposés (Mox) (France) ;
- "Wait and see": un entreposage de longue durée est prévu (plusieurs décennies), en attendant une visibilité sur le futur de l'énergie nucléaire et/ou le temps nécessaire au développement de techniques de traitement, de stockage et de choix de site.

Dans leurs récentes publications, l'AIEA et l'Union européenne ont rappelé que le stockage géologique est la solution de référence pour garantir la sûreté à long terme de la gestion des déchets radioactifs HAVL.

Environ 15 % du combustible irradié dans le monde a été retraité ; la France est le pays où cette stratégie est poussée le plus loin (les 2/3 des combustibles est actuellement retraité). D'autres pays, comme la Chine, le Japon, l'Inde et la Russie ont des installations de retraitement, mais ces pays, jusqu'à aujourd'hui, n'ont retraité que des quantités limitées. L'avenir du retraitement est fortement lié au développement de réacteurs à neutrons rapides qui permettront d'aller au bout d'une stratégie de traitement-recyclage.

La stratégie "wait and see" est liée au fait que beaucoup de pays n'ont pas encore décidé le retraitement. Elle se renforce des difficultés rencontrées pour le choix d'implantation de sites de stockage géologique. Cette situation va probablement durer encore longtemps, d'où l'importance que les quelques pays qui avancent actuellement selon un programme clairement défini, puissent le mener à bien, montrant ainsi des exemples de bonnes pratiques.

### **3.2. CADRE LÉGAL INTERNATIONAL**

La gestion des déchets radioactifs, et par extension les E&R sur la gestion de ces déchets, se situent dans un cadre légal national et international. Cette année, il n'y a pas d'éléments nouveaux significatifs à signaler.

### 3.3. LABORATOIRES DE RECHERCHE ET SITES DE STOCKAGE SOUTERRAIN

En Europe, les principales recherches concernant le stockage géologique sont effectuées en Belgique (Mol, GIE Euridice), en Finlande (Olkiluoto, Posiva Oy), en France (site de Meuse/Haute-Marne, Andra), en Suède (Äspö, SKB) et en Suisse (sites du Mont-Terri et de Grimsel, Nagra). En fonction des caractéristiques géologiques locales, les E&R sur la roche-hôte sont centrées sur l'argile, le granite ou le sel.

#### ▪ **Allemagne**

Dans l'attente de solutions acceptées par les autorités politiques et de sûreté, les déchets de haute activité sont entreposés sur plusieurs sites répartis dans le pays. Les verres issus du retraitement sont entreposés en surface à Gorleben (ancienne mine de sel à 840 m de profondeur). Après plusieurs années de désaccords politiques et d'actions en justice, le gouvernement actuel a décidé de reprendre les études et d'autoriser de nouveau l'exploitation du site. En novembre 2010, un transport de déchets vitrifiés, en provenance de La Hague et à destination de Gorleben, a été à l'origine de violentes manifestations.

Les travaux continuent dans la mine de Konrad (ancienne mine de fer à une profondeur de 800 à 1 300 m), afin que le site soit opérationnel pour accueillir, en 2014, des déchets non-exothermiques.

#### ▪ **Belgique**

L'Ondraf<sup>42</sup> finalise actuellement son Plan Déchets. Il le remettra ensuite aux autorités, ainsi que le rapport sur les incidences environnementales, le rapport de la Conférence citoyenne et les commentaires reçus lors des consultations sociétales et légales.

La Belgique dispose depuis 1982 du laboratoire Hades à 225 m de profondeur, situé dans une couche d'argile en-dessous du Centre d'étude de l'énergie nucléaire de Mol. L'expérience thermo-hydro-mécanique et chimique Praclay y a débuté. Elle simule le champ de chaleur autour d'une galerie d'enfouissement de déchets de haute activité. A cette fin, une galerie, dont les dimensions correspondent au concept de stockage belge sera chauffée pendant 10 ans, à 80 °C, sur une longueur de 30 m.

#### ▪ **Canada**

Le programme d'E&R continue sur la presqu'île de Bruce (Kinkardine, Lac Huron, Ontario) en vue d'un stockage de déchets radioactifs FAVC et MAVC en milieu calcaire à grande profondeur (~ 1 000 m). La demande d'autorisation a été faite en avril 2011 et l'autorisation de construction est attendue pour 2012.

#### ▪ **Chine**

Le Beijing Research Institute of Uranium Geology, institut qui dépend de la CNNC<sup>43</sup>, est en charge des E&R pour un stockage de déchets de haute activité, y compris la recherche de site.

---

<sup>42</sup> Organisme national des déchets radioactifs et des matières fissiles enrichies.

<sup>43</sup> China National Nuclear Corporation.



Cinq sites potentiels ont été définis afin d'être étudiés plus en détail. Les roches-hôtes sont du granite, des argiles schisteuses et du tuf. Le site granitique de Beishan dans le désert du Gobi est en cours d'étude, même si la décision de choix de site n'est pas encore prise. La construction est envisagée à partir de 2020.

- **Corée du Sud**

Suite à une décennie d'études, un concept de stockage en milieu cristallin a été rendu public en 2006. En 2008, la loi qui règle la gestion des déchets radioactifs a été promulguée. Des solutions pour gérer les déchets de haute activité sont étudiées, mais aucune décision n'a été prise.

- **États-Unis**

Pendant plus de deux décennies, Yucca Mountain au Nevada a été le site principal étudié pour le stockage des déchets HAVL. Suite à la réduction drastique du budget alloué au projet - ce qui *de facto* a ramené le problème des déchets à son point de départ - l'Administration américaine a créé une nouvelle commission de haut niveau, la "Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future", afin de proposer des alternatives au projet. En mai 2011, la commission a publié quelques conclusions préliminaires. L'une d'entre elles préconise de débiter rapidement le développement d'un ou plusieurs sites de stockage géologique. La commission stipule également que le stockage restera indispensable, quels que soient les scénarios envisagés. Elle considère que le choix d'un site ne pourra se faire que moyennant un consensus obtenu dans la transparence, et basé sur un corpus de résultats d'E&R et de standards pertinents. Selon elle, aucune technologie de réacteur ou de cycle du combustible, actuelle ou à prévoir, ne changera fondamentalement le défi posé au pays par la gestion des déchets.

- **Finlande**

Posiva Oy, qui gère les déchets radioactifs finlandais, a entrepris les travaux de construction sur le site d'Olkiluoto d'un laboratoire de recherche, Onkalo, dans le granite à 400 m de profondeur. Le site de stockage, entériné par le Parlement en 2000, pour les combustibles irradiés des réacteurs actuellement en service, de l'EPR en construction et du réacteur à construire dans le futur, est également celui d'Olkiluoto. Il sera une extension du laboratoire de recherche. La demande de construction est prévue pour 2012. La loi finlandaise prévoit le début de l'exploitation en 2020.

- **France**

P.m.: les E&R se continuent au laboratoire de Meuse/Haute-Marne ; fin 2012 sera présenté le dossier en support au Débat public.

- **Inde**

Pendant 8 ans, l'Inde a étudié expérimentalement, dans une ancienne mine d'or à 1000 m de profondeur, la réponse de la roche-hôte à une charge thermique. D'autres expériences sont prévues dans des mines abandonnées. Actuellement, des sites potentiels ont été identifiés dans le granite pour y choisir une zone de 4 km<sup>2</sup>.

#### ▪ Japon

Deux laboratoires de recherche sont actuellement en construction, un à Mizunami dans une roche cristalline et un à Horonobe dans une roche sédimentaire. Au laboratoire de Mizunami, la profondeur de 460 m, sur les 1 000 m prévus, a été atteinte. Les études concernant l'hydrologie et la mécanique des roches sont en cours. Au laboratoire de Horonobe, les tests hydrologiques et les mesures hydrochimiques se poursuivent. Une profondeur de 250 m sur 500 m est atteinte. Les projets rencontrent une forte opposition des populations.

L'organisation Japonaise pour la gestion des déchets radioactifs, NUMO, fait appel à des municipalités volontaires pour des études préliminaires à la sélection d'un site de stockage.

#### ▪ Russie

Aucun site de stockage géologique n'est disponible actuellement, mais la région de Krasnoyarsk est proposée. Un dossier sera déposé pour définir le concept d'un laboratoire souterrain et d'une installation de stockage à construire à partir de 2025. La première phase de l'installation prévoit d'accueillir 20.000 tonnes de déchets MAVL et HAVL, en assurant la récupérabilité.

#### ▪ Suède

En Suède, la gestion des déchets radioactifs est de la responsabilité de SKB (Svensk Kärnbränslehantering AB).

SKB dispose du laboratoire d'Äspö près de la ville d'Oskarshamn, creusé dans du granite à une profondeur de 460 m. Contrairement à l'approche finlandaise, le laboratoire ne fera pas partie du site de stockage définitif, mais sert à valider les concepts choisis. Les recherches y sont axées principalement sur les techniques de construction, sur l'hydrogéologie, la migration des radionucléides et la modélisation.

SKB a déposé une demande d'autorisation pour la construction de l'installation de stockage à Forsmark, site retenu, suivant les règles légales décrits dans le "Swedish Act on Nuclear Activities". En parallèle, SKB a demandé les autorisations de construction du stockage intérimaire et de l'usine d'encapsulation Clab à Oskarshamn, le tout dans le cadre du code environnemental suédois. Le début de la construction est prévu en 2015 si les décisions du gouvernement, des autorités de sûreté, de la cour environnementale et des communes concernées sont prises en 2013 – 2014. Le stockage est prévu pour être opérationnel en 2025.

#### ▪ Suisse

La Suisse a deux laboratoires de recherche : Grimsel et le Mont-Terri. Le laboratoire de Grimsel est situé dans le granite d'un flanc de la montagne Aar. Le laboratoire du Mont-Terri est situé le long d'un tunnel autoroutier dans une couche d'argile à opalines. L'Andra y participe à de nombreuses expériences en raison de la similitude entre les argiles du Mont-Terri et celles du laboratoire de Meuse/Haute-Marne.

La roche-hôte retenue pour le stockage profond est l'argile à opalines. L'Office fédéral de l'énergie (OFEN) a désigné des régions d'implantation provisoires pour déterminer les collectivités concernées par la concertation locale. Il s'agit de 202 communes, dont 190 en Suisse et 12 en Allemagne.

### 3.4. SOURCES D'IRRADIATION À SPECTRE RAPIDE

Le nombre de réacteurs d'irradiation avec des neutrons à spectre rapide est extrêmement limité dans le monde. Une telle situation compromet fortement les E&R nécessaires au développement de nouvelles filières et à la mise en œuvre d'expériences de transmutation.

- **Belgique**

Le réacteur de recherche BR2 (1963-2026?), 50-70 MWt, permet d'irradier un faible volume (diamètre 1,5 à 3 cm) à haut flux en spectre rapide.

- **Chine**

Le réacteur de recherche, refroidi au sodium, CEFR de 65 MWt (20MWe) est en service depuis juillet 2010.

- **France**

Depuis l'arrêt de Phénix, il n'y a plus de réacteur à spectre rapide en France. Le réacteur de recherche Jules Horowitz, en construction, permettra d'irradier un faible volume à haut flux en spectre rapide. Sa mise en service est prévue en 2015.

- **Inde**

Depuis 1985, l'Inde dispose à Kalpakkam du FBTR, Fast Breeder Test Reactor, de 40 MWt. Le Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) de 500 MWe est dans la phase finale de construction. L'un des objectifs est d'étudier le cycle du thorium.

- **Japon**

Les réacteurs Joyo et Monju sont à l'arrêt suite à différents incidents.

- **Pays-Bas**

Le HFR à Petten permet des irradiations limitées.

- **Russie**

Le Bor-60 (1969-2015) de 60 MWt est un réacteur de recherche, refroidi au sodium. Le BN-600 (1980-?) est un réacteur de production électrique.

### 3.5. E&R SUR LES ADS

- **Allemagne**

L'Institut de Technologie de Karlsruhe (KIT) était coordinateur du projet Eurotrans ; il est un partenaire important du projet CDT. Le centre de recherche de Jülich (FZJ) propose un ADS refroidi au gaz (AGATE).

- **Belgique**

Guinevere est un réacteur rapide de recherche piloté par accélérateur (ADS) de très faible puissance, quelques centaines de watts seulement, et précurseur de Myrrha. Le réacteur est le fruit d'une collaboration entre le SCK•CEN, le CEA et le CNRS. L'accélérateur Génépi-C a été construit par le CNRS (Grenoble), le combustible étant livré par le CEA.

Myrrha sera un ADS sous-critique de 100 MW à spectre de neutrons rapides, refroidi au plomb-bismuth qui démontrera la faisabilité du couplage "accélérateur - source de spallation - réacteur sous-critique" dans une installation préindustrielle. Le réacteur est conçu pour fonctionner également en mode critique. Il permettra aux équipes travaillant sur les problématiques de réacteurs à neutrons rapides (SFR, LFR, GFR) de disposer d'une machine pour les tests de matériaux et de combustibles. Myrrha permettra également d'obtenir des données indispensables à la transmutation industrielle.

- **Chine**

L'Académie des Sciences (CAS) a décidé de construire un ADS pour la recherche en transmutation. La feuille de route prévoit une installation test en 2017 ; un ADS de 80-100 MW en 2022 et une installation de démonstration de 1 000 MW en 2032.

- **Corée du Sud**

Un projet d'ADS ambitieux est développé à l'Université de Séoul. Kaeri évalue différentes voies pour changer la nature et réduire le volume des déchets à stocker. Une décision est attendue dans les mois à venir.

- **Etats-Unis**

Depuis les années 90, divers projets de transmutation par ADS ont été proposés. L'arrêt du projet Yucca Mountain a redynamisé l'intérêt pour les ADS.

- **France**

P.m. les E&R s'effectuent dans le cadre de collaborations internationales.

- **Inde**

Le programme ADS, démarré en 2000, est destiné à aider à mettre en place le cycle du thorium par la production d'U-233 fissile à partir du Th-232 non-fissile.

- **Italie**

Plusieurs centres de recherche (ENEA, INFN,...) et industries participent aux projets européens concernant les ADS.

- **Japon**

Le projet Omega, initié en 1988, vise les E&R en séparation-transmutation afin de diminuer l'empreinte d'un site de stockage. La première phase du projet prévoit une cible de spallation à faible puissance ; il est ensuite prévu une cible à haute puissance mais sans cœur sous-critique. Le projet comprend un ADS expérimental d'une centaine de MW et un ADS industriel de 800 MW.

## 3.6. E&R SUR LE STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND

### 3.6.1. Performances du stockage

**CARBOWASTE**<sup>44</sup> Les réacteurs à modérateur graphite sont représentatifs de la première génération de réacteurs en démantèlement. Le graphite irradié contient du carbone 14 et du chlore 36 en concentrations variables. Ces deux radionucléides sont très mobiles et très facilement susceptibles d'être absorbés par la matière vivante. Le projet a pour but de développer des techniques de traitement de ces déchets préalablement au stockage.

**CATCLAY**<sup>45</sup> Suite aux résultats du projet Funmog, CatClay devrait permettre de comprendre la migration des cations dans l'argile densément compactée. En effet, pour certains cations, les expériences ont montré une diffusion plus profonde qu'attendue.

**FEBEX 11**<sup>46</sup> Dans le laboratoire souterrain de Grimsel, l'expérience Febex I simulait l'échauffement d'une barrière de bentonite et en mesurait les conséquences. Comme la plupart des capteurs sont encore opérationnels, Febex II poursuit la phase d'observation de l'expérience afin d'améliorer et de valider les données et les codes pour l'étude des processus géochimiques, la génération et le transport de gaz, la corrosion et la performance des instruments de mesure.

**FORGE**<sup>47</sup> L'objectif du projet qui associe expérimentation et modélisation, est d'améliorer la connaissance des processus de transfert de gaz dans les principaux matériaux présents dans les différents concepts de stockages de déchets radioactifs étudiés actuellement en Europe.

**IGD-TP**<sup>48</sup> La plate-forme technologique européenne IGD-TP sur le stockage géologique des déchets nucléaires est l'aboutissement de travaux commencés durant le 6<sup>ème</sup> Programme Cadre et poursuivis par les organisations de gestion des déchets radioactifs en Suède, en Finlande et en France. Un document d'orientation résume les mesures techniques à mettre en œuvre au cours des 10-15 prochaines années pour que les Etats membres puissent développer le stockage géologique des déchets nucléaires. IGD-TP va maintenant définir un agenda stratégique de recherche pour coordonner les efforts nécessaires scientifiques, technologiques et sociopolitiques relatifs au stockage géologique des déchets nucléaires.

---

<sup>44</sup> Treatment and disposal of irradiated graphite and other carbonaceous waste ; 2008-2012, 7ème PCRD, 16 pays, 28 partenaires dont l'Andra, le CEA, le CNRS, Areva, EDF, UCAR-SNC et l'Ecole Normale Supérieure.

<sup>45</sup> Processes of Cation Migration in Clay Rocks; 2010-2013, 7ème PCRD, 5 pays, 7 partenaires dont le CEA (coordinateur), Andra, BRGM.

<sup>46</sup> Full-scale High Level Waste Engineered Barriers ; 1994-2012, 22 partenaires dont l'Andra, le BRGM et l'Institut National Polytechnique de Toulouse.

<sup>47</sup> Fate of repository gases ; 2009-2013, 7ème PCRD, 12 pays, 24 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'IRSN, le CNRS, EDF et l'Ecole Centrale de Lille.

<sup>48</sup> Plate-forme technologique européenne IGD-TP sur le stockage géologique des déchets nucléaires ; membres fondateurs : les organisations de gestion des déchets en Belgique (ONDRAF), Finlande (Posiva), France (Andra), Espagne (ENRESA), Suède (SKB), Suisse (Nagra), UK (CND) et le Ministère fédéral allemand de l'Economie et de la Technologie (BMWi).

**LUCOEX**<sup>49</sup> L'objectif du projet est de réaliser des essais *in situ* de démonstration de différents concepts pour les stockages de déchets HAVL : le concept horizontal au Mont Terri et en Meuse/Haute-Marne ; le concept horizontal dans le granite à Aspö et le concept vertical dans le granite à Onkalo. L'Andra fera un essai de chauffe d'une alvéole HAVL en Meuse/Haute-Marne.

**MODERN**<sup>50</sup> Le projet vise à fournir une référence de conception d'un système d'auscultation et de monitoring au cours des différentes phases de stockage, en respectant les besoins et contraintes spécifiques à chaque pays.

**NWD**<sup>51</sup> L'action a pour but de fournir aussi bien des données expérimentales que des résultats de calculs pour une compréhension du comportement à long terme des déchets à haute activité issus des cycles de combustible, actuels et futurs.

**PEBS**<sup>52</sup> En développant une approche globale par des expériences, des modèles et des études d'impact sur les fonctions de sécurité à long-terme, PEBS permettra d'évaluer les performances des barrières ouvragées. Les expériences et les modèles intègrent le spectre complet des conditions, du début de l'exploitation (haute température, resaturation de la barrière) jusqu'à l'équilibre thermique et la resaturation avec la roche hôte.

**RECOZY**<sup>53</sup> L'objectif est la compréhension des phénomènes redox qui gouvernent la fixation et le relâchement de radionucléides lors du stockage souterrain des combustibles irradiés.

**SORPTION II**<sup>54</sup> Ce projet de l'AEN a comme objectif de démontrer la possibilité d'utiliser diverses techniques de modélisation thermodynamique pour l'évaluation de la sûreté des stockages. Le projet a pris la forme d'un exercice de modélisation comparatif avec une série de jeux de données sur la sorption des radionucléides par des matériaux.

### 3.6.2. Impact environnemental du stockage

L'étude de l'impact environnemental du stockage est essentielle dans l'évaluation du risque potentiel pour les générations futures. Elle est nécessairement basée sur une modélisation poussée à partir de données aussi précises que possible sur la migration des radionucléides à travers les différentes barrières artificielles et naturelles.

---

<sup>49</sup> Large Underground Concept Experiments ; 2011-2014, 7<sup>ème</sup> PCRD, 4 pays et partenaires, dont L'Andra (coordinateur), Nagra, Posiva et SKB.

<sup>50</sup> Monitoring Developments for safe Repository operation and staged closure ; 2009-2012, 7<sup>ème</sup> PCRD, 12 pays, 17 partenaires, dont l'Andra, coordinateur.

<sup>51</sup> Nuclear Waste Disposal action, Euratom CCR, 11 pays, 21 partenaires, dont le CNRS et le CEA.

<sup>52</sup> Long-term Performance of the Engineered Barrier System ; 2010-2014, 7<sup>ème</sup> PCRD, 8 pays, 17 partenaires dont l'Andra.

<sup>53</sup> Redox phenomena controlling systems ; 2008-2012, 7<sup>ème</sup> PCRD, 15 pays, 32 partenaires dont l'Andra, le CEA, le CNRS, le BRGM et l'Association pour la Recherche et le Développement des Méthodes et Processus Industriels d'Armines.

<sup>54</sup> Projet Sorption II ; 2000- ?, AEN, 11 pays, 20 partenaires dont l'Andra.

**BIOPROTA**<sup>55</sup> L'objectif de Bioprotas, initié par l'Andra en 2002, est d'identifier des modèles de biosphère, de déterminer les protocoles d'acquisition de données de l'environnement de surface et d'analyser l'état des connaissances sur les transferts dans la biosphère de radionucléides comme le chlore 36, le sélénium 79, le carbone 14, l'iode 129 etc.

**EMRAS**<sup>56</sup> Le programme Emras, initié dans le cadre de l'AIEA, se concentre sur la modélisation en radioécologie, en particulier les conséquences du relâchement de radionucléides dans l'environnement.

**RADIOECOLOGY AND WASTE TASK GROUP**<sup>57</sup> L'Andra et l'Union Internationale de Radioécologie ont lancé en 2002 un groupe de travail international afin de promouvoir la collaboration scientifique entre radioécologistes dans le domaine des déchets radioactifs.

### 3.6.3. Gouvernance et participation des parties prenantes

La participation du public aux processus décisionnels et l'accès à la justice en matière d'environnement sont devenus un droit.

**Groupe de travail ERDO**<sup>58</sup> Suite au succès des projets SAPIERR, un groupe de travail multinational a été nommé par les organismes gouvernementaux participants, afin d'étudier la possibilité de créer une association qui pourrait, d'ici dix ou quinze ans, établir un ou plusieurs centres de stockage européen.

## 3.7. NOUVELLES FILIÈRES POUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION

Les stratégies de transmutation reposent principalement sur les neutrons rapides, soit dans des systèmes critiques (RNR), soit dans des systèmes sous-critiques (ADS). L'initiative Génération IV et la plate-forme technologique européenne sur l'énergie nucléaire durable (SNE-TP) visent le développement de nouveaux types de réacteurs, parmi lesquels les réacteurs à neutrons rapides pour le multirecyclage des actinides (4<sup>ème</sup> génération). Ces nouveaux types de réacteurs nécessiteront le développement de nouveaux matériaux et des combustibles innovants incorporant des radionucléides issus de la séparation.

---

<sup>55</sup> Key Issues in Biosphere Aspects of Assessment of the Long-term Impact of Contaminant Releases Associated with Radioactive Waste Management ; 2002-?, 15 pays, 18 partenaires, dont l'Andra et EDF.

<sup>56</sup> Environmental Modelling for Radiation Safety ; 2003-2011, AIEA, 30 pays, 100 participants.

<sup>57</sup> <http://www.iur-uir.org/en/task-groups/id-5-radioecology-and-waste> .

<sup>58</sup> European Repository Development Organisation, avec des représentants de l'Autriche, la Bulgarie, la République Tchèque, le Danemark, l'Estonie, l'Irlande, l'Italie, la Lettonie, les Pays-Bas, la Pologne, la Roumanie, la Slovaquie et la Slovénie.

### 3.7.1. E&R sur la séparation-transmutation

**ACSEPT**<sup>59</sup> Le projet Acsept a succédé à Europart et Pyropep. Son objectif est de sélectionner et d'optimiser les procédés de séparation-recyclage des actinides, compatibles avec les options avancées de cycles du combustible. La faisabilité de procédés hydrochimiques (extraction et dés-extraction sélectives et groupées d'actinides) et pyrochimiques (électrolyse et extraction liquide-liquide), intégrant les contraintes de l'industrie, doit y être démontrée.

**ACTINET-I3**<sup>60</sup> L'objectif du projet est de permettre à la communauté scientifique européenne de bénéficier des infrastructures de laboratoires pour la recherche concernant les actinides.

**ANFC**<sup>61</sup> Etudes comparatives de cycles de combustible alternatifs basés sur la S&T.

**ASTRID**<sup>62</sup> P.m., le prototype de RNR-sodium Astrid, prévu pour 2020.

**CDT**<sup>63</sup> Le projet représente une suite des activités d'Eurotrans DM1. CDT vise à obtenir un design d'engineering avancé pour Myrrha par une équipe européenne d'experts. CDT doit permettre de donner les spécifications nécessaires aux fournisseurs de composants ainsi qu'aux bureaux d'études pour la construction de l'infrastructure. L'équipe de design de CDT étudiera également le fonctionnement en mode critique.

**CP-ESFR**<sup>64</sup> Le projet est lié au développement du RNR-Na européen ESFR. L'objectif est d'optimiser les niveaux de sûreté, dans le cadre d'un risque financier comparable, et une gestion flexible mais robuste des matériaux nucléaires. Des études d'optimisation seront réalisées sur des combustibles oxyde ou carbure. La fabrication de combustibles chargés en actinides mineurs sera étudiée.

**EUFRAT**<sup>65</sup> Le projet poursuit le travail effectué dans le projet Nudame visant la mesure très précise de sections efficaces couvrant un large spectre d'énergie.

---

<sup>59</sup> Actinide recycling by separation and transmutation ; 2008-2012, 7<sup>ème</sup> PCRD, 12 pays, 34 partenaires dont le CEA, EDF, la Compagnie Générale des Matières Nucléaires, Alcan Centre de Recherche de Voreppe, l'Université Louis Pasteur, le CNRS, et l'Université Pierre et Marie Curie.

<sup>60</sup> Actinet Integrated Infrastructure Initiative, 7<sup>ème</sup> PCRD, 5 pays, 7 partenaires dont le CNRS, LGI et le CEA.

<sup>61</sup> Alternative Nuclear Fuel Cycles; 2010-..., 7<sup>ème</sup> PCRD, 6 pays, 14 partenaires dont le CEA.

<sup>62</sup> Astrid, prototype de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium, projet piloté par le CEA.

<sup>63</sup> Central Design Team for a Fast Spectrum Transmutation Experimental Facility ; 2009-2011, 7<sup>ème</sup> PCRD, 8 pays, 19 partenaires dont le CEA, le CNRS et Areva.

<sup>64</sup> Collaborative project on European sodium fast reactor ; 2009-2012, 7<sup>ème</sup> PCRD, 10 pays, 25 partenaires dont le CEA, Areva NP, IRSN et EDF.

<sup>65</sup> European facility for innovative reactor and transmutation neutron data ; 2008-2012, 7<sup>ème</sup> PCRD, CE-CCR.



**FAIRFUELS**<sup>66</sup> Le projet vise à optimiser la combustion de la matière fissile dans les réacteurs, afin de réduire le volume et le danger potentiel des déchets HAVL. Fairfuels se concentre sur les actinides mineurs. Du combustible dédié sera produit et un programme d'irradiation assez complet sera effectué afin d'étudier les capacités de transmutation. En parallèle, le programme comprend des examens post-irradiation sur certains anciens combustibles afin de développer des modèles. Un programme de formation est également prévu.

**F-BRIDGE**<sup>67</sup> Le projet a comme but de faire le lien entre, d'une part la recherche fondamentale sur le combustible de type "céramique" et les matériaux de gainage, et d'autre part les technologies pour les combustibles des réacteurs du futur.

**GACID**<sup>68</sup> Le programme expérimental, établi grâce à une collaboration entre le CEA, le DOE (États-Unis) et le JAEA (Japon), prévoit la fabrication d'un assemblage combustible chargé en actinides mineurs et son irradiation dans un RNR-Na. Les irradiations sont prévues entre 2015 et 2025 ; le projet nécessite la construction d'un atelier pilote pour la fabrication de l'assemblage et un retour d'exploitation suffisant de Monju, ce qui n'est pas acquis.

**GETMAT**<sup>69</sup> C'est un projet de collaboration des laboratoires européens experts en recherche sur les matériaux pour les réacteurs et systèmes de transmutation du futur, dont les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération et ceux dédiés à la fusion.

**GIF/GEN-IV**<sup>70</sup> L'initiative du forum Génération IV vise le développement de nouveaux types de réacteurs, parmi lesquels les réacteurs rapides produisant un minimum de déchets. Deux voies sont explorées en Europe : un réacteur rapide refroidi au sodium (SFR) ; un réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz ou au plomb. L'objectif est d'exploiter commercialement une technologie de réacteurs rapides pour l'an 2040.

**JHR-CP**<sup>71</sup> Le réacteur Jules Horowitz (RJH) est un réacteur de recherche de 100 MWth, actuellement en construction à Cadarache. Il est destiné à étudier le comportement des matériaux et combustibles sous irradiation, en réponse aux besoins, industriels et publics, pour les 2<sup>ème</sup>, 3<sup>ème</sup> et 4<sup>ème</sup> générations de réacteurs de puissance (réacteurs à eau pressurisée, à eau bouillante, à gaz, à sodium...), et les technologies associées. JHR-CP organise les réseaux internationaux qui collaborent au RJH, prépare les besoins en dispositifs d'irradiation nécessaires pour ces programmes et définit les formations utiles aux futurs opérateurs de ces dispositifs.

---

<sup>66</sup> Fabrication, irradiation and reprocessing of fuels and targets for transmutation ; 2009-2013, 7<sup>ème</sup> PCRD, 6 pays, 10 partenaires dont le CEA et Lagrange-LCI.

<sup>67</sup> Basic research for innovative fuels design for GEN IV systems ; 2008-2012, 7<sup>ème</sup> PCRD, 8 pays, 18 partenaires dont le CEA, le CNRS, Areva, Materials design, Nathalie Dupin et Lagrange-LCI Consulting.

<sup>68</sup> Global Actinide Cycle International Demonstration ; DOE, JAEA, CEA.

<sup>69</sup> Gen IV and transmutation materials ; 2008-2013, 7<sup>ème</sup> PCRD, 11 pays, 24 partenaires dont le CEA, le CNRS et EDF.

<sup>70</sup> Generation IV International Forum ; 2001- ?, Euratom + 12 pays dont la France.

<sup>71</sup> Jules Horowitz reactor collaborative project ; contribution to the design and construction of new research infrastructure of pan-European interest, the JHR material testing reactor ; 2009, 7<sup>ème</sup> PCRD, 5 pays et 6 partenaires dont le CEA, maître d'œuvre.

**LEADER**<sup>72</sup> Le projet est la suite du projet Elsy. Ce projet envisage d'optimiser les technologies pour la conception d'un réacteur prototype refroidi au plomb d'une puissance de 600 MWe et le design d'un démonstrateur LFR.

**LWR-DEPUTY** Il s'agit d'étudier la possibilité que les réacteurs à eau pressurisée (REP) actuels génèrent moins de déchets en brûlant du combustible à base de matrices inertes. Il vise l'élimination du plutonium dans les réacteurs par la recherche de nouveaux types de combustible.

**NURISP**<sup>73</sup> Le projet s'inscrit dans la suite du projet Nuresim du 6<sup>ème</sup> PCRD. Son objectif est d'intégrer l'état de l'art numérique et physique en une plateforme logicielle européenne de simulation dans le domaine des réacteurs nucléaires.

**PATEROS**<sup>74</sup> Cette action vise la mise en place, à échelle réduite, de toutes les étapes et composants nécessaires à la technologie de séparation-transmutation.

**SNE-TP**<sup>75</sup> La plate-forme technologique européenne sur l'énergie nucléaire durable propose une vision du développement des technologies de l'énergie de fission nucléaire à court, moyen et long termes. Elle intègre une réflexion sur la gestion de toutes les sortes de déchets. La plateforme propose aussi d'étendre l'utilisation de l'énergie nucléaire au-delà de la production d'électricité, notamment la production d'hydrogène, la génération de chaleur et la désalinisation de l'eau de mer. La plateforme soutient une initiative industrielle européenne, European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (ESNII), estimée à hauteur de 6 à 10 G€, comprenant les projets Astrid et Myrrha.

**THINS**<sup>76</sup> Le projet comprend la conception et la réalisation d'expériences thermo-hydrauliques en support de différents systèmes innovants à base de métaux liquides.

### 3.7.2. Bases de données nucléaires

Les nouveaux concepts de réacteurs et les études de sûreté associées nécessitent des méthodes et des bases de données nucléaires, au moins du niveau de celles qui sont disponibles pour les réacteurs de la génération actuelle (2<sup>ème</sup> et 3<sup>ème</sup> générations).

**FAR**<sup>77</sup> Dans le domaine des matériaux et combustibles nucléaires, il s'agit de mettre en place un centre de référence des activités des Centres Communs de Recherche dans ces domaines.

---

<sup>72</sup> Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor; 2010-2012; 7<sup>ème</sup> PCRD, 12 pays et 17 partenaires dont le CEA.

<sup>73</sup> Nuclear reactor integrated simulation project, 2009-2012, 7<sup>ème</sup> PCRD, 14 pays, 22 organismes dont EDF, IRSN et le CEA.

<sup>74</sup> Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy ; 2006-2008, 6<sup>ème</sup> PCRD, 11 pays, 17 partenaires dont le CEA, le CNRS et Areva.

<sup>75</sup> The European Technology Platform on Sustainable Nuclear Energy ; 2007- ?, ≥19 pays, > 60 membres dont le CEA, l'IRSN, le CNRS, Areva, EDF et GDF-SUEZ.

<sup>76</sup> Thermal-Hydraulic research for Innovative Nuclear Systems ; 2010-2014, 7<sup>ème</sup> PCRD, 11 pays, 24 partenaires dont le CEA et l'IRSN.

<sup>77</sup> Fundamental and Applied Actinide Research ; action CCR, 12 pays, 26 partenaires.

**ND-MINWASTE**<sup>78</sup> Le projet vise l'obtention de données nucléaires pour l'évaluation de la sûreté de réacteurs actuels et futurs et la gestion des déchets radioactifs.

**TDB**<sup>79</sup> Ce projet sur les données thermodynamiques relatives aux espèces chimiques (TDB), initié par l'AEN, a pour objet de répondre aux besoins de modélisation spécifiques aux évaluations de sûreté des sites de stockage des déchets radioactifs.

### 3.7.3. Aspects économiques et géopolitiques

**ARCAS**<sup>80</sup> Etude technico-économique de la performance des systèmes critiques et sous-critiques comme machines dédiées à la transmutation des déchets radioactifs.

## 3.8. ENSEIGNEMENT, FORMATION ET GESTION DES CONNAISSANCES

Un des éléments critiques du développement de l'énergie nucléaire est le manque potentiel de ressources humaines, de laboratoires disponibles et d'institutions compétentes pour l'enseignement et la formation nucléaires. Un autre est la gestion des connaissances.

**HeLiMnet**<sup>81</sup> A la suite du projet Vella, ce projet vise à permettre l'échange de chercheurs entre laboratoires disposant d'infrastructure pour l'étude de métaux lourds liquides comme le sodium ou le plomb.

**PETRUS II**<sup>82</sup> Le projet permet aux professionnels européens, actifs dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs, quelles que soient leurs études initiales, de suivre une formation, reconnue au plan européen, sur le stockage géologique.

**KTE**<sup>83</sup> Archiver, maintenir et approfondir les connaissances en recherche nucléaire sont les buts du projet. Des formations de haut niveau pour jeunes étudiants et chercheurs seront offertes par le biais de stages dans des laboratoires participant au projet.

---

<sup>78</sup> Nuclear data for radioactive waste management and safety of new reactor developments ; 8 pays, 15 partenaires, dont le CNRS, CEA et l'Université Louis Pasteur.

<sup>79</sup> Thermochemical Database project ; AEN.

<sup>80</sup> ADS and fast reactor comparison study in support of SRA of SNETP ; 2010-2012, 7<sup>ème</sup> PCRD, 8 pays et 14 partenaires, dont le CNRS.

<sup>81</sup> Heavy Liquid Metal network; 2010-..., 7<sup>ème</sup> PCRD, 9 pays et 13 partenaires dont le CEA.

<sup>82</sup> Towards an European training market and professional qualification in Geological Disposal ; 2009-2012, 7<sup>ème</sup> PCRD, 10 pays, 14 partenaires dont le Réseau européen pour l'enseignement des sciences nucléaires, l'Andra et l'Institut National Polytechnique de Lorraine.

<sup>83</sup> Knowledge Management, Training and Education ; 2007-..., 7<sup>ème</sup> PCRD, CCR Karlsruhe.

## Annexe I

### COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION NOVEMBRE 2011

**Jean-Claude DUPLESSY** – Président de la Commission nationale d'évaluation - Membre de l'Académie des Sciences - Directeur de recherche émérite au CNRS.

**Jean BAECHLER** – Membre de l'Académie des Sciences Morales et Politiques - Professeur émérite de l'Université de Paris-Sorbonne (Paris IV).

**Pierre BÉREST** – Directeur de recherche à l'Ecole Polytechnique.

**Yves BRÉCHET** – Membre de l'Académie des Sciences – Professeur de Science des Matériaux, Grenoble-INP - Phelma Membre senior IUF - "Physicochimie des matériaux de structure" Adjunct Professor McMaster Université.

**Frank DECONINCK** – Professeur émérite de la Vrije Universiteit Brussel - Président du Centre d'études de l'énergie nucléaire de Mol, Belgique.

**Hubert DOUBRE\*** – Professeur émérite de l'Université Paris XI-Orsay.

**Maurice LAURENT** – Secrétaire général de la Commission nationale d'évaluation - Directeur honoraire de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques.

**Emmanuel LEDOUX** – Vice-président de la Commission nationale d'évaluation - Directeur de recherche à l'Ecole des mines de Paris.

**Maurice LEROY** – Vice-président de la Commission nationale d'évaluation - Président de la Fédération Française pour les Sciences de la Chimie (FFC) - Professeur émérite de l'Université de Strasbourg.

**Jacques PERCEBOIS** – Professeur à l'Université Montpellier I, Directeur du CREDEN (Centre de recherche en économie et droit de l'énergie).

**François ROURE** – Professeur et expert scientifique à l'IFP-Energie Nouvelles - Professeur extraordinaire de l'IFP-EN de l'université Vu-Amsterdam (2004-2014).

**Claes THEGERSTRÖM** – Président de SKB (Compagnie suédoise chargée de la gestion des combustibles et des déchets nucléaires) - Membre de l'Académie royale suédoise des sciences de l'ingénieur.

---

\* N'a pas participé à la rédaction du présent rapport.

## Annexe II

### ORGANISMES AUDITIONNÉS PAR LA CNE2

17 novembre 2010 :	Andra – Réversibilité – Récupérabilité (½ journée).
18 novembre 2010 :	CEA – Perspectives nucléaires mondiales : options de cycle ; R&D en S-T.
1er décembre 2010 :	Andra – Inventaires et scénarios de stockage.
2 décembre 2010 :	CEA – Le projet Astrid.
5 janvier 2011 :	CEA – Cycle des matières pour Astrid.
6 janvier 2011 :	Andra – Thermique du stockage (½ journée).
9 février 2011 :	CNRS – Etudes et Recherches – PACEN (½ journée).
10 février 2011 :	CEA – Recherches en séparation.
23 mars 2011 :	CEA – Gestion des déchets CEA.
6 avril 2011 :	CEA - Etudes de scénarios – Point sur le Curium.
11 octobre 2011 :	Andra – Projet Cigéo : exigences applicables et premiers jalons.

\* \* \*

ii

---

6 octobre 2010 :	Andra – Audition restreinte – Point de vue de l'Andra sur le rapport n° 4 de la Commission – Point d'actualité de l'Andra – Enseignements et propositions d'actions tirés du rapport n° 4.
11 octobre 2010 :	Présentation au Clis du rapport n° 4 (juin 2010) de la CNE.
28 octobre 2010 :	CEA – Audition restreinte – Recherches menées par le CEA en relation avec la loi de 2006 – Études menées par le CEA pour le stockage – Etudes de scénarios de transmutation – Rapport 2012 du CEA (½ journée).
24 février 2011 :	Andra - Réunion de travail sur la géologie pour les nouveaux membres de la Commission (½ journée).
24 & 25 mars 2011 :	Andra – Visite du site de Meuse/Haute-Marne et audition restreinte.
30 mars 2011 :	Andra – Audition restreinte - Plan de management Cigéo – Discussions en cours avec les producteurs sur les options de conception.
31 mai 2011 :	Rencontre avec l'ASN.
28 septembre 2011 :	EDF – Dossier STI.

\* \* \*

## VISITES DE LA CNE2

- 10 mars 2011 : Visite du site de Stocamine
- 24 mars 2011 : Visite du laboratoire souterrain de Bure (Meuse/Haute-Marne)
- 5 avril 2011 : Visite de Masurca et du Leca-Star (CEA Cadarache)
- 20-23 sept 11 : Visite des sites de Asse et de Gorleben (Allemagne)

## Annexe III

### LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS À LA COMMISSION

#### Andra

- Dimensionnement et architecture générale d'un stockage - Site de Meuse/Haute-Marne - C.NSY.ASTE.08.0171/A.
- Projet HA-MAVL - Dossier 2009 - Options de conception étudiées - Synthèse des évaluations de performance vis-à-vis du critère Sûreté Après Fermeture (SAF) - C.NT.AEAP.09.001 0/A.
- Analyse préliminaire des risques liés au transfert et à la manutention des colis HA et MAVL (Installations Souterraines) - C.NT.ASSN.09.0039/A.
- Projet HAVL - Desserte des installations de surface du centre de stockage - Diagnostic des infrastructures de transport et des réseaux - Rapport général - C.RP.OBLC.09.0004/A.
- Rapport mi-parcours pour le Groupement de Laboratoires "Transfert de Gaz" - C.RP.ASCM.09.0002/C.
- Rapport mi-parcours du Groupement de Laboratoires Verre/Fer/Argile - Tome 1 : Synthèse et modèles - C.RP.ASCM .09.0003/8.
- Rapport mi-parcours du Groupement de Laboratoires Verre/Fer/Argile - Tome 2 Recueil des fiches d'avancement des études - C.RP.ASCM .09.0003/6.
- Rapport mi-parcours du Groupement de Laboratoires Evolution des Structures Cimentaires - C.RP.ASCM.09.0004/B.
- Mise en place de l'Observatoire Pérenne de l'Environnement (OPE) - Bilan 2007/2008 de l'environnement - jalon 2009 Niveau 5 - C.RP.ASTR.09.001 0/A.
- Rapport mi-parcours du programme du groupement de laboratoires Transfert - C. RP.ASTR. 09.0011/B
- ThermoChimie project - Mid-term report - C.RP.ASTR.09.001.
- Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne - Projet de cahier des charges - DAIE : pièce n° 8 - D.DO.ASAJ.09.0045/A.
- Biosphère - Démarche de choix et de description d'une ou plusieurs biosphère(s) - SUR.GU.ASSN.09.0045/A.
- Valeurs Toxicologiques de Référence (VTR) chroniques pour les toxiques chimiques de la liste de base de l'Andra (réactualisation à fin 2007). - Note récapitulative - As, B, Be, Cd, Cr(III), Cr(VI), Hg, Pb, Sb, Se, U, CN-, amiante - SUR.NT.AMES.08.0035/A.
- 17 articles portant sur la modélisation géomécanique – 23 juin 2010 (faut-il tous les citer ?)
- Programme scientifique 2010-2014 – projet HA-MAVL – C.PE. ADS. 10.0005 - 15 juin 2010.
- Rapport d'activité - Gérer aujourd'hui pour préparer demain – 2009.
- Rapport de développement durable – Gérer aujourd'hui pour préparer demain – 2009.
- Document interne sur la stratégie d'industrialisation du projet HA-MAVL : vers la réalisation du centre industriel de stockage géologique "Cigéo" – 09/09/2010.
- Document confidentiel - Options de conception - Analyse partagée Andra/Areva/CEA/EDF – mai 2011.

- Note interne – Outils de simulation numérique à l'Andra – Eléments de stratégie pour la période 2006-2014 et état des lieux à fin 2010 (référence DS/EAP/10-0138) – 08 décembre 2010.
- Document interne – Veille internationale sur projets HA-MAVL et sur la situation des déchets radioactifs 2010 – 22 décembre 2010.
- Note concernant l'évaluation de l'énergie thermique totale dégagée par le stockage – 12 janvier 2011.
- Note interne – Processus de corrosion type goutte-à-goutte des composants métalliques d'une alvéole HA. – 10 janvier 2011.
- Note interne – C.NT.ADIP.11.0001 – Projet Cigéo – Synthèse du plan de management – Phase études – 31 janvier 2011.
- Document interne – Le comportement (thermo)hydromécanique des argilites : du matériau à l'ouvrage (référéncé C.NT.AEAP.11.0026/A) – 22 mars 2011.
- Rapport de la revue de projet Cigéo.
- Rapport Andra – Cigéo.SP.ADPG.11.0020 Exigences applicables – Projet Cigéo – 27 avril 2011.
- Recommandations de la revue de contrat d'études : suites données par l'Andra à la revue de projet Cigéo – 30 août 2011.
- Etudes et réalisation industrielle de Cigéo et l'annexe : "extraits de la spécification technique de besoin préliminaire (STBp)" – 14 octobre 2011.
- Projet Cigéo – Spécification technique du besoin Préliminaire (STBp) – 17 octobre 2011.

## CEA

v

---

- Rapport d'étape – Note de synthèse – Évaluation technico-économique des options de transmutation - Septembre 2010 (document confidentiel).
- Note de MM. Philippe Billot et Jean-Louis Seran – Materials requirements to support research of the Generation IV – Systems Development (VHTR, GFR, SFR) 2005 (document confidentiel).
- Rapport de synthèse sur la faisabilité de la séparation des actinides mineurs – DEN/DRCP/RT 2010/03 – Christine Rostaing – 2010 (diffusion restreinte).
- Rapport technique DEN – Evaluation technico-économique des options de transmutation – rapport d'étape – Septembre 2010 (diffusion restreinte).
- Note technique DEN – Synthèse des concepts d'entreposage d'actinides mineurs 04/2007 – Projet Entam – Septembre 2007.
- Rapport Technique DEN – Nouveau modèle de comportement à long terme des verres : présentation du modèle Graal – Yves Minet, Stéphane Gin, Pierre Frugier, Magaly Tribet, Isabelle Ribet – Novembre 2010.

## EDF

- Synthèse de présentation du stockage industriel (STI) des exploitants nucléaires – EDF/AREVA (réf. D5262 2010/05529) – 14 octobre 2010.
- Inventaires des déchets HA et MAVL pour le scénario STI 2009 – EDF – (réf. D5262 2010/02337) - Octobre 2010.
- STI – Sûreté en exploitation – EDF (réf. ELI1000098) – Octobre 2010.



- Note de confirmation des hypothèses géologiques pour la conception du génie civil des installations souterraines – EDF – (réf. EDTGG100511 B) - 2009.
- Compatibilité du concept de stockage STI avec une gestion réversible – EDF – (réf. T29-2010-01705-FR) – 14 octobre 2010.
- Description des ouvrages de l'architecture souterraine du STI 2009 – EDF – (réf. IH HAVL STI/N1 00001 B BPE – Octobre 2010.
- Installations de surface de la zone descendrière – Estimation des investissements – AREVA – (réf. NT 100496 00 0005 B) – 11 octobre 2010.
- STI – Faisabilité et architecture de la ventilation – EDF – (réf. ELIMF1000680 B BPE) – 2010.
- Installation de surface de la zone de descendrière et équipements fond-estimation des frais d'exploitation, des coûts périodiques et de déconstruction – AREVA – (réf. 011908/LTA/10.0039) – 8 octobre 2010.
- Dimensionnement des ouvrages de l'architecture souterraine – EDF – (réf. IH HAVL STI-N2 00001 C BPE) – Décembre 2010.
- Longueurs utiles d'alvéoles Haute activité (Module C5) Influence sur les coûts – EDF – (réf. IH HAVL STI-N2 00002 C BPE) – 25 février 2011.
- Détermination du chargement des alvéoles Haute Activité (C0, CU3, C1, C5, C6 et C8) – EDF – (réf. IH HAVL STI-N2 00003 B BPE) – 25 janvier 2011.
- Evaluation de l'effet de l'orientation des ouvrages du stockage par rapport à l'anisotropie de l'état des contraintes initial – EDF – (réf. IH HAVL STI-N2 00004 B BPE) – 19 janvier 2011.
- Evaluation des contraintes dans le béton de la galerie d'accès aux colis C5 à l'atteinte du pic de température dans la Barrière Géologique – (réf. IH HAVL STI-N2 00005 B BPE) – 26 janvier 2011.
- Etudes de sûreté long terme en scénario d'évolution normale (SEN) et scénario d'évolution altérée (SEA) associées à l'architecture STI 2009 – EDF – 2 février 2011.
- Note technique Stockage Profond - Installations de surface - Procédé de conditionnement/stockage Colis MAVL et HA - descriptif technique – AREVA – (réf. NT 100496 20 0001 C) – 25 janvier 2011.
- Pertinence de l'utilisation d'un tunnelier pour le creusement des ouvrages souterrains du projet MA-HAVL – EDF - (réf. IH HAVL STI-N2 0007 B BPE) – 7 février 2011.
- Effets du comportement différé sur le creusement des tunnels – Alexandra Kleine – Ingénieur EDF/CIH.
- Modélisation d'une excavation avec prise en compte des effets différés et couplage hydromécanique – Roland Plassard, François Laigle, Roméo Fernandes, Albert Giraud et Dashnor Hoxha.
- Hydromechanical modeling of an underground excavation with an elastoviscoplastic behavior law and regularization – Roland Plassard, Roméo Fernandes, François Laigle, Albert Giraud et Dashnor Hoxha.
- Hydromechanical modeling of an excavation in an underground research laboratory with an elastoviscoplastic behavior law and regularization by second gradient of dilation - Roland Plassard, Roméo Fernandes, François Laigle, Albert Giraud et Dashnor Hoxha.
- Effet du comportement différé sur le creusement des tunnels – Alexandra Kleine, François Laigle, Albert Giraud.
- Modélisation hydromécanique du comportement différé des ouvrages souterrains – Application au laboratoire de stockage des déchets radioactifs de Meuse/Haute-Marne - Roland Plassard, François Laigle, Albert Giraud et Dashnor Hoxha – Revue Tunnels et espace souterrain – n° 225 – mai/juin 2011.

- An elastoplastic strain-softening constitutive model for deep rock – three-dimensional applications for nuclear waste repository problem – Alexandra Kleine, François Laigle, Albert Giraud.
- Modélisation numérique du comportement des ouvrages souterrains par une approche viscoplastique –Thèse d'Alexandra Kleine – 14 novembre 2007.
- Modélisation hydromécanique du comportement des ouvrages souterrains avec un modèle élastoviscoplastique –Thèse de Roland Plassart – 15 décembre 2011.

# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

---

Président : **Jean-Claude DUPLESSY**

Vice-Présidents : **Emmanuel LEDOUX et Maurice LEROY**

Secrétaire général : **Maurice LAURENT**

Conseiller scientifique : **Claire KERBOUL**

Secrétariat administratif : **Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX**

[www.cne2.fr](http://www.cne2.fr)

# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Membres de la Commission Nationale d'Evaluation :

**Jean-Claude DUPLESSY**

**Jean BAECHLER**

**Pierre BEREST**

**Yves BRECHET**

**Frank DECONINCK**

**Hubert DOUBRE\***

**Maurice LAURENT**

**Emmanuel LEDOUX**

**Maurice LEROY**

**Jacques PERCEBOIS**

**François ROURE**

**Claes THEGERSTRÖM**

Conseiller scientifique :

**Claire KERBOUL**

Président honoraire :

**Bernard TISSOT**

Secrétariat administratif :

**Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX**

# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

---

Président : Jean-Claude DUPLESSY

Vice-Présidents : Emmanuel LEDOUX et Maurice LEROY

Secrétaire général : Maurice LAURENT

Conseiller scientifique : Claire KERBOUL

Secrétariat administratif : Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX

[www.cne2.fr](http://www.cne2.fr)

# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

---

DES RECHERCHES ET ÉTUDES RELATIVES  
A LA GESTION DES MATIÈRES ET DES DÉCHETS RADIOACTIFS

*instituée par la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006*

## RAPPORT D'ÉVALUATION N°5

ANNEXES SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES

NOVEMBRE 2011



# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

---

DES RECHERCHES ET ÉTUDES RELATIVES  
A LA GESTION DES MATIÈRES ET DES DÉCHETS RADIOACTIFS

*instituée par la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006*

RAPPORT D'ÉVALUATION N°5

ANNEXES SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES

**Tome 2**

**NOVEMBRE 2011**





# S O M M A I R E

<b>ANNEXE 1 – SUR LES ACTIVITÉS AU CNRS .....</b>	<b>1</b>
<b>ANNEXE 2 - BILAN MATIÈRES D'UN PARC DE REP DE 430 TWhe/AN ET UN PARC RNR DE 430 TWhe/AN.....</b>	<b>3</b>
<b>ANNEXE 3 – RESSOURCES EN URANIUM .....</b>	<b>7</b>
<b>ANNEXE 4 – MATÉRIAUX POUR ASTRID .....</b>	<b>9</b>
<b>ANNEXE 5 – ADS – SYSTÈMES PILOTÉS PAR ACCÉLÉRATEUR .....</b>	<b>11</b>
<b>ANNEXE 6 – RETRAITEMENT APRÈS UN TEMPS DE REFROIDISSEMENT COURT .....</b>	<b>15</b>
<b>ANNEXE 7 – ÉLÉMENTS GÉOLOGIQUES ET HYDROGÉOLOGIQUES CONCERNANT LA ZIRA..</b>	<b>17</b>
<b>ANNEXE 8 – THERMIQUE DU STOCKAGE .....</b>	<b>23</b>
<b>ANNEXE 9 – GÉOMÉCANIQUE.....</b>	<b>29</b>
<b>ANNEXE 10 – RÉVERSIBILITÉ .....</b>	<b>41</b>



## Annexe 1

### SUR LES ACTIVITÉS DU CNRS

Les représentants du CNRS ont rendu compte des travaux sur les systèmes d'énergie nucléaire du futur et le stockage géologique des déchets radioactifs, menés dans le cadre du programme de recherche sur l'aval du cycle (Pacen).

Le CNRS est un partenaire majeur des E&R sur les ADS conduites dans le cadre de collaborations internationales, et notamment dans le cadre du projet Guinevere qui est une étape importante du projet Myrrha, et pour les développements à venir dans le cadre du 7<sup>ème</sup> PCRD. Les avancées techniques, réelles, apportent des données significatives sur une alternative possible aux RNR pour la transmutation des actinides mineurs. Bien que cette approche n'ait pas atteint une maturité suffisante pour que la faisabilité technique puisse être comparée à celle d'une filière fondée sur des réacteurs à neutrons rapides, il est important de la développer jusqu'à un stade permettant d'établir une éventuelle faisabilité technique.

Cette même approche maintient de nombreuses expertises et compétences dans les domaines de la neutronique, des matériaux, des procédés, complémentaires de celles sollicitées pour le développement des RNR, et contribue à maintenir vivante une communauté scientifique liée au nucléaire du futur.

Le CNRS possède une grande expérience dans l'étude des transferts, géologiques ou environnementaux, des éléments et notamment des radionucléides. Des études concernant la migration du sélénium dans les champs proche ou lointain, et celle de radioéléments dans le site de Tchernobyl ou dans le site expérimental de Tournemire, en collaboration avec l'IRSN, produisent des résultats de qualité. Les transferts gazeux dans les failles font également l'objet de recherches qui impliquent de nombreuses équipes universitaires et du CNRS.

Les données fondamentales produites par les équipes du CNRS pour irriguer les projets liés à la gestion des matières et des déchets radioactifs constituent un apport significatif. La Commission encourage vivement ces équipes à mener une réflexion stratégique afin que le projet de stockage géologique mené par l'Andra et les E&R sur la séparation-transmutation pilotées par le CEA, puissent bénéficier pleinement de leurs compétences.

Une stratégie de gestion des déchets dans laquelle les déchets MAVL seraient stockés en profondeur dès 2025, alors que les déchets HAVL resteraient entreposés en surface jusqu'à 2125 ou au-delà a été présentée. La Commission souligne que cette approche remet inutilement en cause les objectifs de sûreté du stockage géologique.

S'agissant de la réversibilité, la Commission demande que les équipes SHS du CNRS impliquées dans le projet Pacen lui présentent leurs résultats.



## Annexe 2

### BILAN MATIÈRES D'UN PARC DE REP DE 430 TWhe/AN ET D'UN PARC RNR DE 430 TWhe/AN

#### 2.1. QUELQUES CHIFFRES SUR LE PARC FRANÇAIS DE REP ACTUEL DE 430 TWhe/AN (FIGURE 1)

Le parc de Rep français de 430 TWhe/an produit annuellement environ 10 tonnes de plutonium et 1 tonne d'actinides mineurs. Avec le choix du retraitement et l'utilisation du combustible Mox<sup>1</sup>, on brûle 3 tonnes de plutonium. En Rep, il n'est pas envisageable de multirecycler les actinides, c'est pourquoi on se limite à un cycle<sup>2</sup>. Les 7 tonnes de plutonium non brûlé sont actuellement confinées au sein du combustible Mox usé, entreposé en piscine.

D'ici à 2040, après une trentaine d'années de fonctionnement du parc Rep, on aura ainsi accumulé environ 300 tonnes de plutonium. Chaque année supplémentaire de fonctionnement génère 10 ou 7 tonnes de plutonium, selon qu'il y a ou non moxage, et environ dix fois moins d'actinides mineurs.

Par ailleurs, un tel parc consomme de l'uranium enrichi, produit de l'uranium appauvri dont le stock ne cesse de croître. Il s'appuie donc sur une filière d'enrichissement de l'uranium (usines Georges Besse I, puis Georges Besse II) et une production minière générant des déchets miniers.

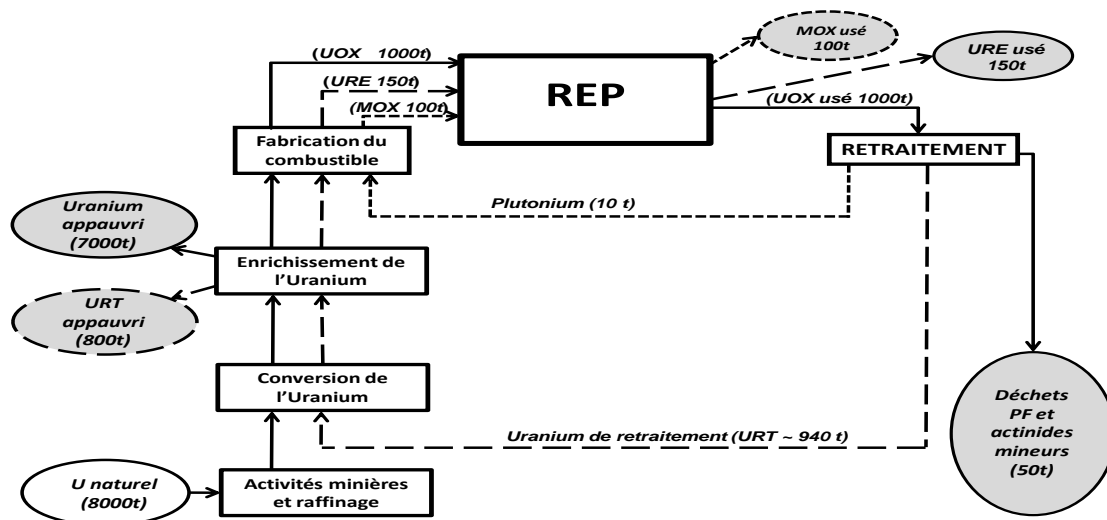


Figure 1 : Estimation d'ordre de grandeur de flux annuels de matières pour 430 TWhe/an dans un parc de REP avec monorecyclage du plutonium (CEA-EDF-Areva ; données 2010)

<sup>1</sup> Mixed Oxide ; combustible nucléaire à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium.

<sup>2</sup> En spectre thermique, les seuls isotopes fissiles sont le plutonium 239 et le plutonium 241, les isotopes pairs du plutonium se comportant comme des poisons pour la réaction en chaîne. Si l'on voulait multirecycler le Pu en REP, il faudrait augmenter au chargement du cœur la teneur en plutonium 239, ce qui est limité pour des raisons de sûreté.

## 2.2. COMPARAISON AVEC UN PARC HYPOTHÉTIQUE DE RNR DE 430 TWhe/AN (FIGURE 2)

Un parc de réacteurs à neutrons rapides (RNR) de 430 TWhe/an ne produirait pas de plutonium ; il fonctionne sur la masse de plutonium avec laquelle il a été chargé au départ.

Pour fixer les idées, chaque RNR de 1 500 MWe à démarrer nécessiterait d'être alimenté une première et unique fois par une douzaine de tonnes de plutonium, avec à disposition une recharge équivalente le temps des opérations de retraitement ; soit 24-25 tonnes à prévoir par réacteur. Au fur et à mesure du fonctionnement du cœur, il convient d'en extraire ("purifier") les produits de fission et tout ou partie des actinides produits, soit *a minima* le plutonium qui repart en fabrication de combustible. Le cœur d'un RNR produit 2 à 3 tonnes d'actinides mineurs par an, car les fissions et les captures se font à partir du plutonium, plus lourd que l'uranium. Le cœur ne produit pas de plutonium : il en consomme autant qu'il en produit, puisqu'on est en fonctionnement isogénérateur d'un système transmutateur.

Ainsi, dans cet exemple, à partir des 300 t de plutonium stockés dans les Mox usés, il serait possible de démarrer une vingtaine de réacteurs en mode isogénérateur, soit un tiers du parc de 430 TWhe. Le reste serait obtenu au fur et à mesure des opérations de retraitement des Rep encore en service.

Ce fonctionnement présente l'avantage net de multirecyclier le plutonium, ce qui constitue une valorisation d'une matière importante en termes de ressource qui sinon deviendrait un déchet ; le RNR peut de la même façon multirecyclier les actinides mineurs, ce qui pourrait présenter un intérêt sur le futur inventaire des déchets et leur stockage.

4

Au fur et à mesure qu'on extrait les produits de fission et les actinides, il faut alimenter en proportion de masse, en uranium appauvri. Un parc de RNR ne produit donc plus d'uranium appauvri car il ne nécessite plus d'enrichissement, mais de surcroît il en consomme à hauteur de 40 tonnes annuellement, tout le parc étant en service. Ainsi outre qu'il permet la valorisation du plutonium, et éventuellement une meilleure gestion des actinides mineurs, ce parc supprime la question de l'enrichissement et des aspects miniers. Il est donc performant en termes de bilan des matières (économie de la ressource, diminution des déchets).

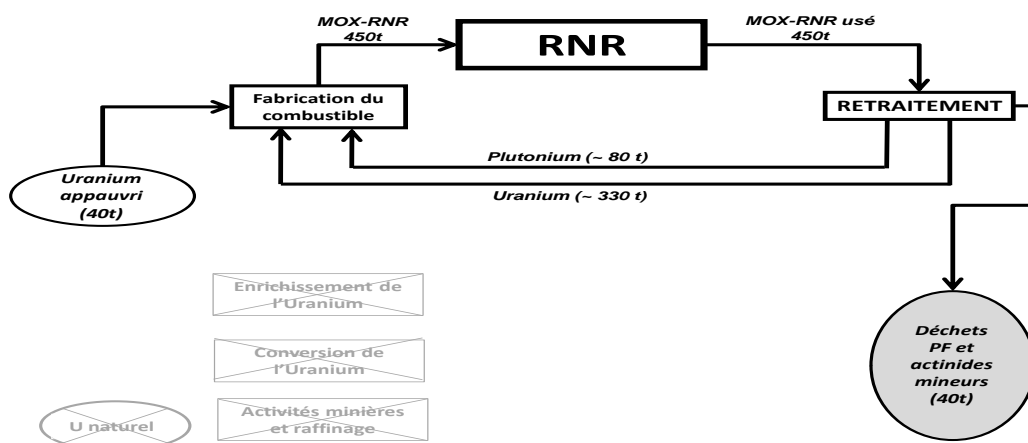


Figure 2 : Estimation de l'ordre de grandeurs des flux annuels de matières pour 430 TWhe/an dans un parc de RNR avec multirecyclage du plutonium (CEA-EDF-Areva ; données 2010)

Quand l'ensemble du parc RNR est en service, à l'équilibre, on dispose dans le cycle d'environ 1 000 tonnes de plutonium qui "tournent en rond". C'est cette part qu'il faudra gérer à l'arrêt du nucléaire. Il faut garder à l'esprit que dans une filière de type Rep, l'inventaire en plutonium ne sera pas stabilisé mais continuera de croître. Cet inventaire devra être mis au stockage géologique.

Dans un parc RNR en fonctionnement nominal, on aura en moyenne 100 tonnes d'actinides mineurs dans le cycle, ce qui correspond à 100 ans de fonctionnement d'un parc Rep équivalent. La transmutation n'a d'intérêt que si elle est mise en œuvre pendant une longue période (au-delà de 100 ans) et que la gestion des 1 100 tonnes d'actinides à l'arrêt du parc de réacteurs aura été anticipée. Cette gestion de l'inventaire à l'arrêt se pose également avec un parc de Rep, mais avec un bilan de masses plus élevé puisque les inventaires n'auront pas été stabilisés.





## Annexe 3

### RESSOURCES EN URANIUM

Les besoins mondiaux en uranium sont actuellement de l'ordre de 60.000 tonnes par an (pour environ 2.700 TWh produits chaque année par le nucléaire). La production des mines ne couvre actuellement que 60 à 70 % de ces besoins, soit environ 40 000 tonnes ; le reste correspond à de l'uranium déjà extrait, retraité ou déstocké à partir d'usages civils ou militaires. Il existe en pratique deux marchés de l'uranium : le marché dit "spot" qui joue un rôle marginal assurant 10 à 15 % des besoins ; le marché de contrats bilatéraux à long terme qui couvre 50 à 55 % des besoins environ, le solde correspondant à de l'uranium retraité. A terme, le déstockage d'uranium militaire devrait disparaître et la production minière sera donc appelée à augmenter.

Le prix spot de la livre américaine de yellow cake ( $U_3O_8$ ) était moyennement élevé entre 1950 et 1973 ; le prix s'est envolé au moment du premier choc pétrolier pour s'effondrer à moins de 30 \$ au milieu des années 1980, suite à l'arrêt de nombreux projets de centrales après l'accident de Three Mile Island. A noter que le prix spot est plus volatil que le prix des contrats à long terme. Les prix sont repartis à la hausse entre 2003 et 2007, atteignant près de 140 \$ la livre, pour s'effondrer ensuite avant de se redresser en 2010 avec la reprise des projets nucléaires un peu partout dans le monde. L'accident de Fukushima, qui va sans doute se traduire par un ralentissement des programmes, devrait stabiliser le prix de l'uranium à un niveau modeste, le niveau actuel étant de l'ordre de 60 \$. A noter que le prix de l'uranium naturel ne représente que 5 % du coût du kWh nucléaire en sortie de centrale. Mais ce prix est très sensible aux projets de construction de réacteurs.

7

---

Les réserves prouvées d'uranium récupérables à un coût inférieur à 70 \$ par livre sont estimées entre 3,3 et 5,4 millions de tonnes, selon les sources et les hypothèses de coût, ce qui correspond à 80 années de fonctionnement des réacteurs actuellement en service. Ces réserves sont assez bien réparties dans le monde et la plupart des pays détenteurs de réserves sont aujourd'hui considérés comme fiables ; ainsi l'Australie détient 22 % des réserves prouvées, le Kazakhstan 15 %, le Canada 11 %, les États-Unis 10 %, l'Afrique du Sud 8 %. Les pays de l'OCDE détiennent 40 % des ressources identifiées d'uranium. Le Canada et l'Australie contribuent d'ailleurs à eux seuls à 44 % de la production mondiale d'uranium. De nouvelles découvertes sont au demeurant probables, de sorte que dans le contexte actuel il ne faut pas craindre la pénurie, ni la dépendance à l'égard de fournisseurs peu fiables. La dépendance du nucléaire vis-à-vis de la disponibilité en uranium peut donc être considérée comme faible, et si l'on comptabilise les réserves probables avec les réserves possibles, on dispose de plus de 100 ans de combustible sur la base des réacteurs actuellement en service.

Mais il ne faut pas exclure une forte reprise de la construction de réacteurs dans le futur. Si cela paraît peu probable aujourd'hui du fait de l'arrêt de certains programmes - mais aussi en raison d'un prix très bas du gaz sur le marché américain, ce qui pénalise le nucléaire par rapport aux cycles combinés à gaz- une forte reprise des investissements nucléaires après 2030 est une hypothèse à envisager. Certains scénarios de l'AIEA ou de l'IIASA montrent que, dans ce cas, des tensions sur le prix de l'uranium pourraient à nouveau apparaître. Les réserves en uranium pourraient devenir, à nouveau, une contrainte forte et le recours à des réacteurs à neutrons rapides éloignant pour quelques siècles tout risque de pénurie pourrait se justifier.



## Annexe 4

### MATÉRIAUX POUR ASTRID

On peut décliner les recherches à mener suivant les classes de composants :

- **Les combustibles (consommables)**

Les alliages de gainage envisagés pour le combustible sont des Fe-Cr à renfort ODS. Ces matériaux sont intéressants pour leur résistance au gonflement et leur bonne tenue au fluage. Par contre, leur élaboration et leur assemblage sont difficiles et demandent des études aussi bien scientifiques que technologiques. L'apparition très brutale du fluage tertiaire et les instabilités microstructurales, liées soit à la température soit à l'irradiation, nécessitent une étude soignée, et de garder en réserve une solution de rechange.

- **La cuve (non remplaçable)**

Le choix de la cuve en acier inoxydable 316 est justifié par les faibles contraintes - par contraste avec les Rep et la relative innocuité du sodium. Compte tenu de l'expérience acquise sur les Rep, il serait judicieux d'inclure dans la conception d'Astrid la présence d'échantillons témoins qui permettraient de suivre le vieillissement de la cuve.

- **Les circuiteries et les échangeurs (remplaçables)**

Le point clé en termes de sécurité est de s'assurer de l'absence de percement entre le circuit secondaire et le circuit de sodium. Cette question qui relève essentiellement de la corrosion sera cruciale tant que l'on s'en tiendra à un échangeur sodium/eau ; elle sera amplifiée par toute velléité de faire fonctionner les échangeurs à plus haute température pour des questions de rendement thermodynamique.



## Annexe 5

### ADS – SYSTÈMES PILOTÉS PAR ACCÉLÉRATEUR

Les ADS (Accelerator Driven Systems - Systèmes pilotés par accélérateur) sont proposés comme alternatives aux réacteurs critiques rapides pour l'élimination des actinides mineurs présents dans les déchets issus du retraitement des combustibles usés.

#### 5.1. PRINCIPE DES ADS – DIFFÉRENCES PAR RAPPORT AUX RNR-SODIUM

Contrairement aux réacteurs à neutrons rapides, électrogènes, le cœur d'un réacteur ADS est sous-critique. Afin d'entretenir la réaction en chaîne, un apport externe en neutrons y est requis. A cette fin, le faisceau d'un accélérateur de particules (protons) de haute puissance (de l'ordre de quelques dizaines de MW) est dirigé vers une "source de spallation" (une cible de métal liquide ou solide comme le plomb ou le tungstène). L'interaction entre le faisceau de protons et les noyaux de métal crée une source très intense de neutrons rapides, provoquant la réaction en chaîne dans le cœur. Contrairement aux réacteurs critiques où il faut contrôler en permanence la réaction en chaîne grâce à des éléments absorbeurs de neutrons, les ADS sous-critiques ne peuvent fonctionner que tant qu'il y a apport externe de neutrons. Ils ont donc une sûreté passive inhérente puisqu'ils s'arrêtent de fonctionner dès que l'accélérateur est coupé. Si l'on veut charger de façon importante (40 à 50 %) le cœur d'un transmutateur ADS, la sous-criticité est nécessaire. En effet, le contrôle d'un réacteur critique par des absorbants est rendu possible grâce à la présence d'une petite fraction de neutrons retardés. Or cette fraction devient de plus en plus ténue à mesure que le noyau à fissionner devient plus lourd (en unités "pcm" : 700 pour l'U, 400 pour le Pu, 100 pour l'Am et 30 pour le Cm). Dès lors, la fraction d'actinides mineurs, comme l'américium ou le curium que l'on pourrait charger dans un cœur critique, est limitée à quelques %.

La plupart des projets d'ADS prévoient un caloporteur de métal liquide, typiquement l'eutectique Pb-Bi ou le Pb pur. Un projet alternatif propose un refroidissement au gaz. Le choix du Pb-Bi est principalement dicté par l'absence de réaction chimique exothermique au contact de l'air ou de l'eau (cf. sodium) et par la température de fusion relativement basse de l'eutectique (123 °C).

Par rapport à un réacteur critique électrogène de 4<sup>ème</sup> génération, le flux en neutrons rapides peut être nettement plus élevé dans le cœur d'un ADS en fonction de l'intensité du courant de protons. Toutefois, le niveau de flux neutronique et la puissance totale du cœur sont dictés par la capacité de refroidissement du système. Pour des puissances totales comparables, il est possible d'avoir des niveaux de flux neutronique plus élevés pour l'ADS que pour un réacteur critique.

## 5.2. ASPECTS SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES ÉTUDIÉS OU À DÉMONTRER

Il n'y a pas, actuellement, d'ADS opérationnel, bien que différents sous-éléments d'un ADS aient été ou sont construits et étudiés.

Le couplage accélérateur-source de spallation Pb-Bi a été étudié dans le cadre international de l'expérience Mégapie (Megawatt Pilot Target Experiment) à l'Institut Paul Scherrer (PSI - Suisse). L'expérience Mégapie, qui s'est déroulée en 2006 et dont les résultats sont actuellement en cours d'études, est le fruit d'une collaboration entre 17 partenaires dont le CEA et le CNRS. Le but est de démontrer la faisabilité d'une cible de Pb-Bi comme source de spallation de grande intensité.

Le couplage accélérateur-réacteur sous-critique a été étudié dans le cadre de l'expérience Muse-4 à Cadarache, auprès du réacteur expérimental Masurca sur la période 2000-2004. A cette fin, le CNRS a développé un accélérateur-source de neutrons pulsé, Genepi.

Guinevere, installé dans le réacteur Vénus au SCK•CEN (Centre d'études nucléaires de Mol en Belgique) est un modèle à puissance réduite d'un premier ADS avec un cœur entier au plomb. Le projet est une collaboration entre le SCK•CEN qui a modifié le réacteur Vénus d'un réacteur à eau pour le transformer en réacteur au Pb (solide vu la faible puissance), le CEA qui a mis le combustible à disposition, et le CNRS qui a livré Genepi-3C, l'accélérateur à faisceau continu ou pulsé. Les expériences menées sur Guinevere, démarrées en 2010, permettront de comprendre le comportement spécifique d'un ADS. Elles visent notamment à qualifier une méthodologie permettant de suivre, en cours de fonctionnement, la mesure en continu du niveau de sous-criticité, paramètre caractérisant la sûreté du système couplé accélérateur réacteur. Depuis mars 2011, le projet FREYA (Fast reactor experiments for hybrid applications) est la poursuite des études entamées dans Guinevere. Le CEA et le CNRS sont partenaires de ce projet du 7<sup>ème</sup> PCRD.

Le Pb-Bi est employé comme caloporteur dans les réacteurs russes. La visualisation sous métal liquide et les interactions entre l'eutectique et les matériaux en contact avec le Pb-Bi, sont actuellement étudiées au SCK•CEN dans le cadre du projet Myrrah et par d'autres partenaires en Europe (KIT, CIEMAT, ENEA, KTH), en Russie (IPPE) et aux USA (LANL, MIT).

Les études initiées dans le projet Eurotrans, ont donné lieu au projet CDT (Central Design Team) dans le cadre duquel la conception du système "Myrrah-Fastef" est développée. Myrrah/Fastef permettra d'étudier la transmutation d'actinides dans des flux très intenses de neutrons rapides. Le CNRS et Areva sont partenaires du projet CDT.

Dans le cadres de Gedepeon, divers scénarios pour la transmutation en RNR ou/et ADS ont été étudiés en collaboration entre le CEA, CNRS, EDF et Areva. Les scénarios, spécifiques du contexte français, ont comparé les approches à simple ou double strate, en réacteur électrogène ou dédié. Comme les scénarios sont étudiés sur la base de données non-encore vérifiées expérimentalement, ainsi que sur des technologies encore virtuelles, les résultats doivent être considérés avec prudence.

Actuellement dans le cadre du 7<sup>ème</sup> PCRD, le projet Arcas permet d'étudier les scénarios de transmutation en mode hétérogène (c.-à-d. avec des combustibles de transmutation dédiés). Le projet est coordonné par le SCK•CEN avec la participation de 11 partenaires dont CNRS.

Les principaux verrous qui restent à lever avant la construction d'un prototype industriel ADS pour la transmutation sont :

- ❖ la fiabilité de l'accélérateur à haute puissance (recherches très prometteuses au CNRS, au CEA et à l'étranger) ;
- ❖ la pérennisation de la démonstration de la source de spallation (Mégapie) pour des durées de fonctionnement d'un an au moins ;
- ❖ la confirmation des choix des matériaux en générant une base de données expérimentales ;
- ❖ la fabrication de combustible à haute teneur en actinides mineurs (recherche préliminaire au CEA et à l'ITU en Europe ainsi qu'au Japon et aux USA) ;
- ❖ la robotique pour les technologies d'inspection et de maintenance sous métal liquide, dans un environnement fortement irradiant ;
- ❖ l'étude de scénarios optimisés dans un contexte national spécifique, ainsi que la consolidation de la dimension économique.

Il est à noter, qu'à côté de l'emploi des ADS pour la transmutation, les ADS offrent des perspectives très prometteuses comme sources à haut flux de neutrons rapides pour l'étude et la qualification de matériaux et combustibles pour les RNR, ou autres nouveaux concepts de réacteurs. Dans cette optique, le projet Myrrha est retenu dans le cadre de ESNII (European Sustainable Nuclear Industrial Initiative) comme installation de support pour le développement des réacteurs rapides au sodium (Astrid), gaz (Allegro) et plomb (Alfred). Myrrha fait également partie de la feuille de route d'ESFRI (European Strategy Forum on Research Infrastructures) pour les grandes infrastructures de recherche pour l'énergie.

Concernant la recherche sur les ADS, la Commission peut noter l'important effort de recherche du CNRS-Pacen au niveau de l'accélérateur et du faisceau, ainsi que les travaux du CEA axés sur le combustible à haute teneur d'actinides et sur les matériaux. Les autres recherches technologiques se font principalement à l'étranger, dans le cadre de projets européens ou nationaux.





## Annexe 6

### RETRAITEMENT APRÈS UN TEMPS DE REFROIDISSEMENT COURT

L'américium est l'actinide mineur qui contribue le plus à la charge thermique des déchets. Il se forme à partir du plutonium 239, par capture neutronique dans le combustible ; il se forme également par décroissance  $\beta$  du plutonium 241 (période de 14 ans) qui conduit à la formation de l'américium 241.

Il est donc théoriquement possible de réduire la quantité d'américium formée en limitant les américiums issus de la décroissance du plutonium, i. e. en limitant le temps entre le déchargement du combustible du réacteur et son retraitement, qui actuellement est de l'ordre de plusieurs années.

Cela supposerait d'effectuer la mise en solution du combustible et la séparation des actinides le plus tôt possible après le déchargement du combustible. On pourrait alors démarrer le recyclage du plutonium 241 avant sa décroissance, dès que séparé et mixé avec l'ensemble du plutonium dans l'atelier de fabrication du combustible (AFC).

Actuellement, le combustible issu d'un Rep chargé en Uox, ayant fonctionné avec un taux de conversion de 45 GWj/t, contient, à sa sortie du réacteur, 0,61 kg d'américium dont 24 % d'américium 241 par TWh produit. Après un entreposage de 5 ans, le même combustible contient 1,62 kg d'américium par TWh produit, dont 71 % d'américium 241. Dans le premier cas, sans entreposage, on a à gérer environ 150 grammes d'américium 241 par TWh produit, dans le second cas plus de 1,120 kg. Sans entreposage, si l'on pouvait séparer "à chaud", on aurait quasiment 10 fois moins d'américium 241. Ces données sont très dépendantes du taux de combustion ; la quantité d'américium 241 augmente sensiblement avec ce taux.

Le scénario qui consiste à retraiter rapidement le combustible utilisé permettrait de diminuer d'un facteur important la quantité d'américium 241 formé par rapport à un retraitement effectué après 5 ans d'entreposage.

Dans une telle approche, on allégerait la charge en actinides mineurs des verres, sans avoir besoin de passer par l'étape de leur transmutation. En utilisant un combustible usé issu d'un RNR, le CEA a un projet à l'étude pour examiner cette autre approche du cycle du combustible.



## Annexe 7

### ÉLÉMENTS GÉOLOGIQUES ET HYDROGÉOLOGIQUES CONCERNANT LA ZIRA

Depuis 1995, de très nombreux forages ont été réalisés dans la région de Meuse-Haute Marne et de nombreux profils de sismique réflexion 2D et 3D ont été retraités (cas de l'ancienne sismique pétrolière) ou acquis par l'ANDRA (15 km de 2D en 1995, 4 km<sup>2</sup> de 3D en 1999) afin de reconnaître l'architecture du sous-sol et caractériser le degré d'hétérogénéité au sein des argilites callovo-oxfordiennes et de ses encaissants. Ces données ont tout d'abord permis de définir une zone de transposition d'environ 250 km<sup>2</sup> où pourraient être identifiées une ou plusieurs zones d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira) d'une trentaine de km<sup>2</sup> destinées à l'implantation d'un stockage.

Ces données de sub-surface, complétées par des levés géologiques détaillés et les travaux menés dans le laboratoire souterrain, ont permis à l'Andra de sélectionner une Zira de 28,5 km<sup>2</sup>, où pourrait être installé le futur stockage souterrain ; celle-ci a été approuvée par le gouvernement fin 2009. Cette zone fait à présent l'objet de reconnaissances approfondies selon un programme scientifique établi par l'Andra et dont la composante essentielle en 2010 a été la réalisation et l'interprétation d'une campagne géophysique en trois dimensions.

#### 7.1. APPORTS DE LA NOUVELLE CAMPAGNE GÉOPHYSIQUE 3D

17

---

La campagne de géophysique 3D réalisée en 2010 sur 37,1 km<sup>2</sup>, a permis de couvrir la totalité de la Zira (28,5 km<sup>2</sup>). Cette campagne a été réalisée avec succès grâce à une très bonne couverture de la zone de mesures et une excellente qualité des données recueillies. La rapidité du traitement a permis à l'Andra d'en réaliser les premières interprétations.

Une quantité considérable de données a été acquise, comprenant :

- ❖ 15.271 points vibrés, 23.545 points d'enregistrement, complétés par 11 km de lignes 2D débordant de la Zira pour assurer un calage sur les forages profonds existants voisins, en l'absence de forage profond dans la Zira proprement dite ;
- ❖ 19 carottages sismiques pour calibrer les vitesses de propagation des ondes sismiques ;
- ❖ et 30 km de profils WZ (weathered zone) afin de disposer des informations nécessaires pour corriger celles concernant la profondeur des effets des formations géologiques altérées en surface.

L'interprétation structurale est terminée, et a été réalisée sur les données sismiques migrées en temps. L'interprétation par inversion stratigraphique a commencé.

Les cartes, réalisées sur les données en temps double, n'ont pas encore été converties en profondeur. Elles mettent néanmoins en évidence des linéaments de direction N120 au sein du Dogger, sous-jacent au Callovo-oxfordien, déjà identifiés au cours de la campagne 3D précédente, réalisée en vue de l'implantation du laboratoire souterrain. Ces linéaments n'ont pas d'enracinements profonds, sont absents du Callovo-Oxfordien (Cox), et ne se retrouvent pas non plus exprimés dans les niveaux marno-calcaires sus-jacents. Par analogie avec les affleurements du Dogger situés au sud-est de la Zira, ces objets géologiques sont interprétés comme des constructions récifales dont les alignements seraient de fait contrôlés par la paléo-bathymétrie et le paléo-environnement, plutôt que par des accidents structuraux, postérieurs à la constitution des récifs.

Des linéaments N-S plus profonds, également observés dans les campagnes antérieures, sont interprétés comme des amincissements synsédimentaires de la série salifère, compensés par les dépôts sus-jacents. Il n'est pas exclu que des déformations par fluage de la série salifère aient pu aussi par la suite contribuer à ce phénomène.

L'ensemble des données géophysiques désormais disponibles sur la Zira démontrent qu'il n'y a pas d'objets structuraux identifiables par sismique, donc de rejet supérieur à 5 m selon l'Andra, au mur et au toit du Cox, qui seraient apparus après son dépôt et seraient donc susceptibles de traverser cette formation. En l'absence de marqueurs sismiques au sein du Cox, on ne peut toutefois exclure l'existence de fractures de rejets moindres, qui seraient dues à des tassements différentiels au cours de la sédimentation ; mais de telles fractures devraient rester confinées dans les formations imperméables, sans risque de se prolonger dans les encaissants sus-jacents et *a fortiori* sous-jacents.

La nouvelle campagne sismique confirme l'excellente homogénéité de la Zira. Le modèle géologique 3D apparaît, à l'issue des premières interprétations des données sismiques, suffisamment robuste pour que l'on puisse exclure la présence de discontinuités structurales traversant la couche du Callovo-oxfordien et capables d'assurer une liaison hydraulique avec les aquifères encaissants. La présence de discontinuités de faible extension au sein même de la couche ne peut à ce stade être totalement écartée. De tels objets ne seraient visibles qu'au moyen de forages inclinés pénétrant la couche argileuse ou dans les galeries et forages au cours de la progression du creusement du stockage. Il faut noter qu'aucun objet de ce type n'a été jusqu'à ce jour rencontré, ni dans les différents forages verticaux ou inclinés réalisés, ni dans le laboratoire souterrain. La décision d'entreprendre de nouveaux forages inclinés au sein de la Zira avant le creusement du stockage devra être soigneusement pesée car ceux-ci pourraient constituer des voies de transfert potentielles reliant le Callovo-oxfordien à sa couverture.

## 7.2. CONNAISSANCE DES VARIATIONS LITHO-STRATIGRAPHIQUES DU CALLOVO-OXFORDIEN

L'Andra a fait un très gros effort de compilation et de synthèse des données pour relier les propriétés pétro-physiques (minéralogie, conductivité thermique, perméabilité, porosité) des argiles du Callovo-Oxfordien (Cox) aux caractères génétiques à l'échelle régionale résultant du modèle sédimentologique de dépôt du Cox et de ses encaissants. Ces données ont été acquises d'une part dans les galeries du laboratoire souterrain où le massif rocheux est directement accessible et d'autre part, dans les forages où les données sont obtenues par analyse macroscopique et microscopique des carottes et des cuttings mais aussi par des diagraphies.

L'épaisseur totale du Cox varie de 130 à 160 m, avec un pendage régional très faible, compris entre 1,5 et 2,4 vers le NO. Des corrélations régionales entre puits, utilisant les carottes, logs, sismique et données du laboratoire souterrain, ont permis d'établir un modèle litho-stratigraphique et pétro-physique fin en 3D (modèle construit avec l'outil Gocad), qui pourra être constamment réactualisé en fonction des nouvelles données disponibles dans le futur. Deux niveaux repères un peu plus riches en carbonates (identifiés comme RSO et RIO, pour repère "oolithique" supérieur et repère "oolithique" inférieur) permettent ainsi de différencier 3 ensembles, avec, de bas en haut :

- ❖ une première unité argileuse à la base du Cox (UA1) ;
- ❖ le niveau repère inférieur (RIO) ;
- ❖ un ensemble de 4 unités différenciables par leur contenu minéralogique, comprenant de bas en haut les unités argileuses UA2 et UA3, une unité de transition UT, et la première unité silto-carbonatée USC1 ;
- ❖ le niveau repère supérieur (RSO) ;
- ❖ une seconde unité silto-carbonatée USC2.

19

---

Du point de vue minéralogique, l'argilosité maximale (IMA, intervalle maximum d'argilosité, avec 60 % d'argiles) est observée au niveau UA2. Dans les autres niveaux, la teneur en argiles varie de 40 à 50 %, celle en quartz restant comprise entre 20 et 30 % (allant jusqu'à 50 % dans les niveaux silteux supérieurs), tandis que la teneur en carbonates y est comprise entre 20 et 30 % (et exceptionnellement entre 60 et 80 % dans les niveaux carbonatés supérieurs).

La très faible variabilité des propriétés pétrophysiques est désormais bien comprise sur une colonne verticale de Callovo-oxfordien ; ces propriétés sont extrapolables en différents points de la couche à partir des données des puits réels. La variabilité horizontale de ces propriétés peut être anticipée en fonction des modèles paléo-géographiques régionaux et d'environnements de dépôt. La porosité moyenne est comprise entre 0,10 et 0,14 dans l'unité de transition UT, entre 0,10 et 0,15 dans le niveau repère RIO, et varie entre 0,15 et 0,20 dans l'IMA. Les perméabilités restent très faibles sur l'ensemble du Cox, avec des valeurs comprises entre  $10^{-12}$  et  $10^{-14}$  m/s ; elles montrent de faibles rapports d'anisotropie, de l'ordre de 2 à 5, entre perméabilités horizontales et verticales.

L'Andra dispose à présent d'un modèle géologique conceptuel justifiant la transposition à la Zira des données élaborées à partir des informations acquises dans le laboratoire souterrain.

### 7.3. CONNAISSANCES SUR L'HYDROGÉOLOGIE RÉGIONALE ET LOCALE

A l'échelle régionale, les argiles du Cox sont encadrées par les formations carbonatées du Bathonien et celles de l'Oxfordien-Kimméridgien-Tithonien, qui constituent des niveaux à plus fortes porosités et perméabilités, et sont donc susceptibles de constituer des drains horizontaux pour les fluides.

En bordure de la zone de transposition, à l'extérieur de la Zira, un ensemble d'accidents structuraux (failles sub-verticales traversant l'ensemble de la série mésozoïque) a été reconnu et carté grâce aux diverses campagnes géophysiques successives. Il s'agit des failles de la Marne et de Joinville à l'ouest, d'une zone de fracturation diffuse, de la faille de Poissons et du fossé de Brouthière au sud, et du fossé de Gondrecourt à l'est. Vers le nord, la zone de transposition est bordée par le synclinal est-ouest de Savonnières, qui s'accompagne également d'une variation latérale de faciès du Cox qui devient moins argileux.

Les rejets verticaux de ces différents accidents bordant la zone de transposition, et qui sont d'ailleurs intervenus dans la définition de cette zone, sont inférieurs à 100 m (avec par exemple 10 à 60 m de rejet vertical sur la faille de Gondrecourt), et semblent, de ce fait, insuffisants pour perturber la continuité hydrogéologique des aquifères encadrant le Cox. Ces accidents peuvent toutefois constituer des passages privilégiés pour les circulations de fluides verticales entre les aquifères influençant ainsi directement les conditions aux limites hydrogéologiques de la zone de transposition. Ceci justifie l'effort important réalisé par l'Andra depuis de nombreuses années pour acquérir, à l'échelle du secteur sur la zone de transposition, les données suivantes :

20

- ❖ caractérisation des aquitards et des aquifères. Les cartes de porosité du Dogger et de l'Oxfordien montrent de fortes variabilités latérales dans les lithologies et les propriétés pétro-physiques de la plateforme carbonatée, en liaison avec la paléogéographie et les milieux de dépôts ;
- ❖ caractérisation des structures (géométrie des failles, mesure des contraintes actuelles) ;
- ❖ échantillonnages et analyses des fluides, notamment leur salinité, compositions isotopiques et teneurs en divers traceurs naturels comme les gaz rares.

A l'échelle du secteur, les écoulements d'eaux souterraines d'origine météorique sont contraints par les niveaux carbonatés du Jurassique supérieur situés au-dessus du Cox, avec une zone de recharge au sud. Vers le nord-ouest, une mince couverture argileuse crétacée a été préservée de l'érosion, sa distribution étant directement contrôlée par le réseau hydrographique. Un karst dont l'impact hydrologique est surtout sensible dans les calcaires du Barrois, s'est aussi localement développé dans les carbonates de l'Oxfordien, tandis qu'une fracturation diffuse affecte les calcaires sub-lithographiques proches de la surface, sans doute en liaison avec les épisodes glaciaires.

A l'échelle locale, sur l'emprise de la Zira ou dans son voisinage immédiat, les 19 forages destinés aux corrections statiques de la campagne de sismique 3D de 2010 ont été mis à profit pour acquérir une information complémentaire sur la structure et l'hydrogéologie des calcaires du Barrois qui constituent la formation aquifère affleurante. Trois forages de 50 à 60 m ont permis de carotter la série complète de ces calcaires présents sur la Zira, tandis que les 16 autres forages réalisés en destructif ont fait l'objet de mesures sur des logs et cuttings.

Un programme de suivi piézométrique et du débit des sources a été mis en place. Ce point est important pour caractériser l'état initial et apprécier, éventuellement minimiser, l'impact futur des travaux souterrains, en particulier la descenderie qui traversera les calcaires du Barrois. En effet, bien que ces calcaires ne constituent pas une ressource en eau locale sollicitée de manière importante, l'assèchement de puits fermiers ou de sources constituent toujours un impact dont la portée psychologique ne peut être négligée.

L'Andra dispose à présent de données hydrogéologiques essentiellement d'origine bibliographique à l'échelle régionale de l'ensemble du bassin parisien et de données issues de ses propres travaux de reconnaissance à l'échelle du secteur incluant la zone de transposition, aptes à contraindre un modèle hydrogéologique numérique de simulation des écoulements souterrains dans l'environnement proche et lointain du stockage.

#### **7.4. SITUATION DE LA MODÉLISATION HYDROGÉOLOGIQUE**

Différents outils de modélisation numérique ont déjà été mis en œuvre à l'échelle régionale pour simuler l'écoulement des fluides dans les couches géologiques du Bassin de Paris, à partir d'un bloc géologique 3D bien documenté permettant de décrire l'architecture des failles et des strates calée sur les données sismiques et de forages. Cette architecture est décrite au moyen de codes de calcul mis au point à l'Institut Français du Pétrole, Dionisos pour le modèle litho-stratigraphique et Fraca pour les réseaux de failles.

La modélisation hydrogéologique a été reprise en 2008 par l'Université de Neuchâtel qui a entrepris, avec ses propres outils de simulation, la construction d'un modèle unique rassemblant la problématique régionale et la problématique de secteur. Les travaux sont toujours en cours de développement et aucune avancée significative n'a été présentée à la Commission en 2010.

*La Commission considère qu'un effort doit être fourni pour faire aboutir au mieux et rapidement la modélisation hydrogéologique régionale et de secteur. Un tel outil de modélisation est en effet nécessaire pour préciser définitivement le rôle hydraulique des failles bordières de la zone de transposition qui pourraient jouer un rôle sur la définition et le comportement des exutoires de radionucléides susceptibles de diffuser, à très long terme, depuis le stockage vers les aquifères encaissants. L'outil de modélisation sera également incontournable pour prédire puis contrôler l'impact hydrodynamique du creusement des puits d'accès au stockage et de la descenderie. La Commission souhaite que lui soit présentées, le moment venu, dans le détail, les hypothèses et les conclusions de la modélisation hydrogéologique.*





## Annexe 8

### THERMIQUE DU STOCKAGE

La Commission avait demandé à l'Andra de réaliser un bilan des effets à grande échelle de la charge thermique du stockage profond.

#### 8.1. CRITÈRES THERMIQUES

Les déchets stockés dégagent de la chaleur. La puissance thermique est élevée pour les déchets HAVL de type C1/C5/C6, plus faible pour les C0, réduite en général pour les déchets MAVL. La puissance dégagée décroît au cours du temps. Pour les déchets de type C1, cette décroissance (division par 2 en 30 ans) est d'abord due à la désintégration radioactive du césium et du strontium. Après un siècle, la décroissance est plus lente et pilotée par l'américium ( $^{241}\text{Am}$ ).

La température naturelle à la profondeur du stockage est de l'ordre de 25 °C. Le dégagement de chaleur fait croître la température des colis, des conteneurs, des revêtements des galeries, de l'air de ventilation et du massif rocheux.

Les critères retenus par l'Andra concernent d'abord les températures maximales atteintes en chaque point dans les différentes parties du stockage pendant son exploitation. Ils concernent le matériel et le personnel (air de ventilation : température caractéristique inférieure à 26 °C, parois chaudes accessibles : 60 °C, matériel électronique : 50 °C) et les matériaux du stockage (béton : 70 °C, enrobés bitumineux : 30 °C, hors scénario d'incendie ; cœur des verres : 450 °C).

Du point de vue de la sûreté post-fermeture, le critère le plus contraignant concerne les déchets vitrifiés. La dissolution du verre est nettement plus rapide au-dessus de 50 °C. Il faut donc que la température à la paroi des alvéoles HAVL soit certainement inférieure à 50 °C au moment où l'eau peut entrer en contact avec le verre. Le surconteneur en acier (5,5 cm d'épaisseur) est dimensionné pour que la corrosion ne puisse en principe le traverser et mettre le colis en contact avec l'eau avant au moins 1 000 ans. On peut par le calcul remonter à la température maximale qu'il faut respecter à plus court terme pour que la température soit inférieure à 50 °C après 1 000 ans : elle est de 90 °C à la paroi des alvéoles HAVL. Les résultats du calcul dépendent de paramètres qu'on ne peut modifier (conductivité et diffusivité thermiques des matériaux, dont celles de l'argilite qui sont nettement anisotropes), et d'autres sur lesquels on peut jouer (densité du stockage et durée de refroidissement en entreposage à la surface avant stockage au fond).

La valeur de 90 °C n'est pas déraisonnable au vu des choix faits par d'autres pays. Il faudra vérifier toutefois si la présence dans les jeux des alvéoles d'un volume de liquide et de gaz à cette température et à une pression de 5 MPa ou plus, n'entraîne pas de risques de circulation vers les galeries ; elle appellera des précautions particulières en cas de retrait.

### 8.1.1. Caractéristiques thermiques naturelles de la couche

L'Andra a reconnu les caractéristiques thermiques de la couche de Cox et des niveaux qui l'encadrent, notamment à l'occasion du forage profond au Trias. Le flux géothermique ( $60 \text{ mW/m}^2$ ) est normal et détermine un gradient géothermique qui varie avec la conductivité thermique des formations, Dogger, Callovo-Oxfordien, Oxfordien carbonaté et Kimméridgien. La température varie de  $22 \text{ °C}$  à  $27 \text{ °C}$  du haut en bas de la couche du Cox.

En s'appuyant sur les profils de température mesurés en sondage, les essais en laboratoire de surface et les essais "thermiques" dits TER et TED menés dans le laboratoire souterrain, l'Andra découpe la couche du Cox en une sous-unité "1" inférieure, plus argileuse, qui contiendrait le niveau d'un futur stockage, et dont la conductivité est nettement anisotrope mais constante à l'échelle de la Zira ; et une sous-unité "2" supérieure, dont la conductivité est plus variable avec la minéralogie, proche de celle de la sous-unité 1 au niveau du laboratoire, plus élevée et moins anisotrope quand on s'en éloigne dans la direction du nord-ouest.

Globalement, la conductivité thermique de la couche du Cox peut être considérée comme relativement homogène à l'échelle de la Zira, nettement anisotrope et plus faible que celle de beaucoup d'autres roches, ce qui retarde relativement la dissipation de la chaleur.

### 8.1.2. Effets thermiques

A grande échelle, l'évolution des températures dans la couche au cours du temps est relativement simple, les contrastes de température entre les diverses zones du stockage provenant surtout de la nature des déchets stockés ; une modélisation par des sources rectangulaires planes fournit les ordres de grandeur principaux : les temps caractéristiques varient comme le carré des longueurs,  $t^2 \approx kt$ , où la diffusivité thermique  $k$  est de l'ordre de  $30 \text{ m}^2/\text{an}$  (en 30 ans les effets de l'échauffement sont sensibles à 30 m). Les effets de bord aux limites du stockage sont limités ; quand on s'écarte des sources, c'est-à-dire des colis, ou qu'on considère des temps un peu longs par rapport à un siècle, l'historique du dépôt des colis n'a plus guère d'influence. Du point de vue des critères de températures maximales importants pour la sûreté, l'incertitude sur les températures réellement atteintes devraient, au moins à grande échelle, être faible. Pour l'instant, l'Andra présente des estimations de la conductivité thermique avec des écarts de  $\pm 10 \%$  environ, suivant la nature des essais qui ont permis de les établir. Ce n'est pas beaucoup, mais cette incertitude se reporte sur les valeurs des accroissements de température calculés que l'on doit comparer aux critères de température maximale. Il est raisonnable d'espérer que cette incertitude se réduira quand on disposera de mesures plus longues, intéressant donc aussi de plus grands volumes.

L'Andra a effectué de nombreuses simulations thermiques tri-dimensionnelles. Les simulations à l'échelle locale, par exemple celle de l'alvéole HAVL, qui impliquent des formes d'échange de chaleur plus complexes, n'ont pas été abordées en audition cette année. Les simulations plus globales, dans l'hypothèse justifiée de la conduction pure, montrent l'indépendance des zones MAVL (2 % de la chaleur dégagée), de la zone HA-C0 (1 %) et de la zone HA C1/C5/C6 (61 % pour les C1/C5 stockés à 60 ans, 36 % pour les C6 stockés à 70 ans). On retrouve l'empreinte de ces zones sur les cartes de températures horizontales jusqu'au toit du Cox. Le retour à l'équilibre est assez lent. On a moins de  $5 \text{ °C}$  d'écart à la température naturelle après 10 000 ans au centre de la zone HA C1/C5/C6 ; le flux géothermique y est multiplié par un facteur 5 à 6 après 300 ans

à la limite du Cox où la température augmente de 20 °C après 1 000 ans. L'accroissement est moindre et plus tardif à la limite Oxfordien-Kimméridgien.

L'Andra n'a pas spécifiquement étudié les modifications de température engendrées à la surface du sol par l'existence du stockage ; c'est une question parfois posée par le public, difficile en raison de la variété des formes d'échange de chaleur (convection, rayonnement, évapo-transpiration...) dont cette surface est le siège. Dans les calculs de l'Andra, le gradient géothermique pourrait doubler après 1 000 ans à la surface au droit du stockage ; suivant toute vraisemblance, l'accroissement de la température devrait toutefois rester très modéré en comparaison des effets des autres facteurs naturels qui pourraient l'affecter.

### 8.1.3. Effets thermo-hydrauliques

Les gradients thermiques et la perméabilité sont trop petits pour qu'une circulation thermo-convective (l'eau des pores au voisinage du stockage, chauffée donc plus légère, remonte vers le toit de la couche) puisse se mettre en place dans la formation, comme l'établissait déjà le Dossier 2005.

### 8.1.4. Effets poro-mécaniques

Le fait le plus remarquable est sans doute l'apparition de surpressions dans l'eau interstitielle des argilites. Elles affectent l'ensemble de la couche du Callovo-Oxfordien. Elles sont engendrées par la dilatation thermique de l'eau contenue dans les pores. Elles peuvent atteindre quelques MPa et se dissipent lentement en raison de la faible perméabilité du milieu (les diffusivités thermique et hydraulique sont dans un rapport de 100 environ, la chaleur se propage plus vite que la surpression ne se dissipe). Les essais dans le laboratoire souterrain ont confirmé, à plus petite échelle, l'existence de ce phénomène.

### 8.1.5. Effets thermo-mécaniques

L'Andra a estimé les contraintes mécaniques qui apparaissent dans la couche du Cox au moyen d'un calcul numérique effectué dans l'hypothèse d'un comportement élastique du milieu. L'ordre de grandeur des accroissements de contrainte moyenne et de contrainte déviatorique (celle-ci mesure l'intensité des cisaillements) est de quelques MPa. La comparaison des résultats du calcul avec un critère de rupture à court terme laisse une marge appréciable vis-à-vis du risque de rupture. Toutefois ce calcul est préliminaire à plusieurs égards (on ne distingue pas bien si on raisonne en contraintes effectives ou en contraintes totales, ni si le comportement viscoplastique, éventuellement influencé par la température, peut jouer un rôle. Par ailleurs, après un siècle, une part significative de la chaleur des déchets est déjà produite ; des contraintes additionnelles de quelques MPa sont engendrées, équivalant très grossièrement à un approfondissement de l'ouvrage de une ou deux centaines de mètres ; il faudrait s'assurer des conséquences possibles des sur-contraintes engendrées pour les parties encore en exploitation). En revanche l'endommagement d'origine thermique (lié à la dilatation thermique différentielle des grains qui composent l'argillite) paraît modéré et limité au plus à une zone peu épaisse au voisinage immédiat des ouvrages.

On observe que la couche du Callovo-Oxfordien est ainsi le siège de plusieurs perturbations – température, pression de l'eau interstitielle, contraintes mécaniques, diffusion-advection de l'hydrogène. Ces perturbations ne sont pas très intenses mais leur association est assez inhabituelle dans les ouvrages souterrains pour lesquels on dispose d'un retour d'expérience.

*La Commission estime que des recherches plus approfondies devraient être conduites sur ce sujet et souhaite que les résultats lui en soient présentés.*

## **8.2. EXPÉRIMENTATIONS THERMIQUES**

L'Andra a conduit ou envisage de conduire plusieurs essais thermiques dans le laboratoire souterrain afin de confirmer les valeurs de paramètres thermiques mesurées au laboratoire, de mettre en évidence et d'analyser les phénomènes hydrauliques et thermiques qui sont associés aux accroissements de température dans le massif, et de préparer un essai de démonstration de concept pour les alvéoles HAVL les plus exothermiques.

Ces expérimentations complètent celles conduites dans des laboratoires de surface par le Groupement de laboratoires géomécaniques et les modélisations correspondantes. De ce point de vue il est suggéré de vérifier si les méthodes mises au point pour décrire le comportement micro-mécanique ne peuvent être adaptées pour rendre compte des propriétés thermiques, de leur anisotropie et des liaisons entre leur hétérogénéité et la minéralogie des argilites.

### **8.2.1. Essai TER**

Cet essai, achevé en 2009, avait commencé en 2005 ; il visait à la détermination en place des propriétés thermiques de l'argilite. Une sonde chauffante était placée entre 6 et 9 mètres de profondeur depuis la paroi d'une galerie et des forages périphériques permettaient de mesurer la température, la pression interstitielle et les déplacements radiaux à différentes distances de l'axe de la sonde. La valeur trouvée de la conductivité thermique est conforme à ce qui était attendu, l'anisotropie est plus difficile à quantifier en raison d'incertitudes sur la position exacte des capteurs, difficulté classique en mesure des propriétés thermiques. L'accord avec les prévisions est bon pour les températures, convenable pour les pressions interstitielles, passable pour les déplacements, là aussi comme il est fréquemment observé dans ce type d'essais.

### **8.2.2. Essai TED**

Les leçons tirées de l'essai TER, notamment pour le placement des capteurs, ont été mises à profit pour concevoir et dimensionner l'essai TED, mis en place en 2009. Il est plus complexe car il comporte trois sondes chauffantes parallèles distantes de 2,6 m placées entre 12 et 16 m de la paroi de la galerie d'accès, pour s'affranchir des effets des fluctuations de température dans cette dernière. Il comporte un assez grand nombre de forages périphériques (22 au total) pour la mesure des températures, pressions interstitielles et déplacements. La chauffe a commencé en janvier 2010. L'objectif est, d'une part, de vérifier l'impact de la superposition de champs thermiques – qui ne devrait en principe pas révéler de surprise, les équations qui décrivent le comportement thermique étant linéaires – et, d'autre part, d'analyser l'endommagement induit par

la chauffe. Les interprétations seront vraisemblablement délicates. La température présente un effet de chargement, par l'intermédiaire de la dilatation de l'eau, de celle de la roche et de leur contraste qui induit un accroissement de pression interstitielle ; elle donne lieu aussi à un effet de modification des paramètres du comportement thermique et mécanique, conductivité, propriétés élastiques, critère plastique, vitesse de déformation viscoplastique, endommagement. Ces effets sont certainement plus ou moins couplés.

Les premiers résultats de l'essai TED confirment l'apparition de pressions interstitielles significatives et permettent de mieux préciser les valeurs des paramètres thermiques.

*La Commission souhaiterait être assurée que les essais en place, aux cours desquels tous ces effets s'exercent simultanément, sont étroitement associés aux efforts d'expérimentation en laboratoire de surface, qui peuvent être conduits dans des conditions plus simples, et de modélisation, qui permettent de tirer tout le profit souhaitable des expérimentations en place.*

### 8.2.3. Essais en forage

Des expérimentations complémentaires sont conduites, à partir du début de 2011, d'une part en forage tubé pour mesurer les déformations du tube métallique et obtenir ainsi une première image, à échelle réduite, des phénomènes susceptibles d'affecter l'interface chemisage-roche dans un alvéole HAVL ; d'autre part dans le cas d'un forage non tubé, pour analyser notamment l'impact d'une chauffe rapide sur la paroi. Ces essais doivent préparer un essai en vraie grandeur réalisé à partir de 2012.

27

---

## 8.3. THERMIQUE ET TRANSMUTATION

Un souci de la Commission était d'apprécier les avantages qu'apporterait la transmutation des actinides mineurs du point de vue de la charge thermique, en prenant comme exemple un stockage dans la couche du Callovo-Oxfordien. Il faut rappeler que la transmutation ne pourrait s'appliquer qu'aux déchets produits, au-delà de 2040, par une éventuelle nouvelle génération de réacteurs.

La transmutation des actinides mineurs, notamment celle de l'américium, réduirait significativement la charge thermique qui est plus élevée dans les colis de déchets des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération que dans les colis de déchets actuels. Le CEA estime que, la décroissance de la production de chaleur par l'américium étant lente (en comparaison des cas du strontium et du césium, qui contribuent fortement à l'échauffement initial), cette diminution de la charge thermique serait difficilement réalisable par d'autres moyens que la transmutation – par exemple, l'allongement de la durée d'entreposage en surface avant le dépôt des déchets dans le stockage serait peu efficace.

C'est diminution de la charge thermique est un atout appréciable. De l'analyse de l'Andra on retient que la température atteinte après 1 000 ans est le paramètre le plus important du point de vue de la sûreté et que cette température est directement proportionnelle à l'énergie thermique déjà produite divisée par la surface de la zone de stockage considérée.

Au plan de la charge thermique, l'avantage de la mise en œuvre de la transmutation de l'américium est donc essentiellement, dans l'analyse de l'Andra, de réduire l'emprise du stockage, avec plusieurs avantages : la probabilité d'intrusion involontaire serait diminuée, et la distance à des accidents géologiques tels que des failles serait augmentée. On évoque aussi, dans un autre registre, la notion de "préservation d'une ressource rare" : la transmutation permettrait de stocker sensiblement plus de déchets et donc de mieux tirer profit d'une zone favorable reconnue. Il est difficile toutefois, s'agissant de décisions qui ne seront prises que dans quelques dizaines d'années dans un environnement technique, économique et sociétal sans doute bien distinct de celui d'aujourd'hui, d'attribuer une valeur précise à cette notion.

La réduction de la charge thermique, sans pour autant pouvoir justifier à elle seule la mise en œuvre de la transmutation, apparaît comme un avantage réel de cette dernière.

#### **8.4. CONCLUSION**

La Commission souhaitait mieux apprécier l'état des recherches en matière de charge thermique, notamment parce que celle-ci entretient des relations étroites avec d'autres questions : étendue horizontale du stockage, avantages de la transmutation, choix de la durée de refroidissement avant stockage. Même s'il subsiste quelques incertitudes, l'acquisition des paramètres nécessaires aux calculs thermiques est en bonne voie. L'analyse des effets thermomécaniques devrait faire l'objet de nouveaux efforts, suggérés plus haut. Le critère de 90°C au maximum à la paroi des alvéoles joue un rôle important dans le dimensionnement du stockage par l'Andra ; il apparaît raisonnable au vu des choix faits dans d'autres pays. C'est la réduction de l'emprise du stockage qui apparaît comme l'avantage le plus substantiel qu'apporterait une réduction de la charge thermique.

Les progrès des connaissances passeront par des essais en vraie grandeur réalisés dans le laboratoire.

## Annexe 9

# GÉOMECANIQUE

Dans cette annexe sont examinées les recherches conduites par l'Andra dans le domaine de la géomécanique.

### 9.1. EDZ

#### 9.1.1. Zone endommagée (EDZ), enjeu de sûreté

Deux notions d'endommagement coexistent dans les documents de l'Andra. La plus classique désigne un modèle particulier de description du comportement inélastique des matériaux, roche ou métal. La seconde, propre au stockage géologique, désigne l'ensemble des évolutions irréversibles de la roche qui sont importantes du point de vue de la sûreté et notamment les évolutions mécaniques irréversibles qui entraînent des modifications de la perméabilité.

L'argilite du Callovo-Oxfordien, dans laquelle on envisage de réaliser le stockage géologique, est très peu perméable dans son état naturel. C'est un avantage considérable du point de vue de la sûreté à long terme. Toutefois le creusement des galeries, puis la longue période pendant laquelle elles restent ouvertes, peuvent créer puis permettre le développement d'une zone endommagée (EDZ, ou Excavated Damaged Zone) dans laquelle les propriétés naturelles de la roche peuvent être profondément dégradées. Cette zone n'est en général pas critique du point de vue de la stabilité de l'ouvrage, de sorte qu'une grande attention ne lui pas été portée dans les ouvrages classiques de génie civil ou minier (hormis peut-être pour les scellements réalisés dans les mines de sel). En revanche, du point de vue de la sûreté à long terme d'un stockage géologique, cette zone est le siège d'une fracturation ou d'une fissuration qui peuvent en augmenter très sensiblement la conductivité hydraulique, avec le risque de former à la paroi des galeries un anneau de roche beaucoup plus perméable. Celui-ci constituerait, le long du réseau de galeries et jusqu'aux puits verticaux et descendrière d'accès, un court-circuit de la barrière géologique. Ce court-circuit permettrait une circulation plus rapide des gaz, de l'eau, et des radionucléides que l'eau peut entraîner dans son mouvement.

#### 9.1.2. Facteurs influençant le développement de l'EDZ

De nombreux facteurs, naturels ou techniques, peuvent influencer l'étendue et l'intensité de l'endommagement :

- ❖ l'argilosité du niveau de creusement (l'EDZ est réduite dans le niveau plus carbonaté de la niche) ;
- ❖ la profondeur des galeries (peu variable dans le laboratoire, nettement plus dans le projet de stockage géologique) ;



- ❖ la taille des galeries (l'Andra a réalisé des galeries en diamètre 5 m, de nombreux forages de petit diamètre, des alvéoles de diamètre 70 cm ; mais les alvéoles MAVL pourraient atteindre 8 à 9 mètres, moins que prévu dans le Dossier 2005 ; ce diamètre pourrait être encore supérieur en tête d'alvéole si on retenait l'option du pré-empilage avec pont roulant des colis en béton) ;
- ❖ l'orientation de la galerie par rapport aux deux contraintes principales horizontales (il est bien établi qu'elles ont des valeurs assez distinctes, et il est *a priori* plus favorable que l'axe de la galerie coïncide avec la direction de la plus grande contrainte horizontale) ;
- ❖ la configuration des galeries (les intersections de galeries sont plus critiques, et sans doute aussi la superposition de deux galeries, que l'Andra prévoit en une dizaine de points dans son projet de stockage géologique, pour séparer nettement le circuit de transport des colis du circuit des travaux de creusement) ;
- ❖ la méthode de creusement et de soutènement (l'Andra a déjà mis en œuvre la foration-tir, le brise-roche hydraulique, le micro-tunnelier pour les alvéoles HAVL et la machine à attaque ponctuelle, qui est à l'heure actuelle la méthode de référence. L'Andra a envisagé de tester le tunnelier avec pose de voussoirs en béton derrière le front et un essai dans ce sens est en préparation).

Un dernier facteur est l'influence du temps. Une première EDZ est immédiatement créée par le creusement de la galerie. Mais, ultérieurement, cette EDZ peut évoluer sous l'effet de phénomènes mécaniques (poursuite de la déformation, entre autres sous l'effet du fluage du massif), hydriques (désaturation provoquée par l'état d'humidité de l'air de ventilation), hydrauliques (mouvement de l'eau du massif vers les galeries), thermiques (refroidissement par l'air de ventilation, puis échauffement par les déchets exothermiques) et chimiques (oxydation et gonflement des pyrites contenus dans l'argilite). A l'inverse, lorsque les galeries sont fermées, que la ventilation cesse, que le mouvement des terrains vers le remblai rétablit lentement un état de contrainte plus proche de l'état naturel et que l'eau du massif resature la zone endommagée, une cicatrisation, ou "auto-colmatage", peut avoir lieu, par exemple par augmentation de volume des fractions argileuses gonflantes.

### 9.1.3. Caractérisation de l'EDZ dans le laboratoire souterrain

L'Andra a conduit une caractérisation approfondie de l'EDZ. Celle-ci a bénéficié d'échanges soutenus avec les deux autres laboratoires souterrains creusés dans l'argile, à Mol en Belgique et au Mont-Terri en Suisse. Ces échanges ont permis le développement de techniques originales, le partage du retour d'expériences, la mutualisation des progrès et des comparaisons fructueuses qui ont donné lieu à des publications scientifiques communes. La caractérisation comporte l'analyse structurale, souvent quantifiée, de l'état des parements et du front des galeries, l'examen de carottes, dans certains cas après injection de résine, des mesures de perméabilité à l'eau et au gaz, répétées à plusieurs reprises pour détecter les évolutions possibles.

*La Commission juge remarquable cet effort de caractérisation.*

#### 9.1.4. Typologie de la fracturation

L'analyse de l'EDZ a d'abord bénéficié des mesures (pression de pore, déplacements, vitesse du son, perméabilité) effectuées dans le puits, au-dessus du laboratoire souterrain (expérimentation REP) ; puis des expérimentations SUG suivi de OHZ dans les galeries du laboratoire, au cours desquelles l'influence de l'orientation des galeries et de leur méthode de creusement ont pu être étudiées.

Ces mesures ont montré la présence au voisinage des parois de fractures dites en cisaillement, fractures "en chevron" (jamais décrites précédemment semble-t-il, également observées dans le laboratoire de Mol, caractéristiques des niveaux les plus argileux ; de longueur métrique, elles se forment très tôt, en avant du front) ; de fractures obliques subverticales (de formation postérieure, elles se développent jusqu'à buter sur les fractures en chevron) ; et enfin de fractures "en extension" (extension limitée au voisinage immédiat de la paroi). Le calcul met bien en évidence des zones de cisaillements importants qui pourraient expliquer la formation des chevrons, mais leur périodicité et le mécanisme de leur développement restent mal compris. On peut ainsi distinguer depuis la paroi une zone contenant un réseau plus ou moins bien connecté de fractures, de perméabilité supérieure à  $10^{-17} \text{ m}^2$  (donc beaucoup plus perméable que la roche saine, dont la perméabilité peut être aussi basse que  $10^{-21} \text{ m}^2$ ), une zone intermédiaire avec des fractures en cisaillement, mal connectées (la pression interstitielle peut y être non nulle), où l'augmentation de perméabilité est moins spectaculaire, enfin à plus grande distance une zone faiblement fissurée mais qui reste plus perméable que la zone saine.

L'étendue de ces zones dépend fortement de l'orientation de l'axe des galeries. Lorsque l'axe est aligné avec la contrainte principale mineure, les mesures effectuées dans les galeries GRM, GED et GAN montrent une faible influence de la méthode de creusement et de soutènement, une épaisseur de la zone fracturée de l'ordre de 20 % du rayon au parement, mais de deux rayons au radier ; cette zone est marquée par une forte perméabilité dans la zone où les fractures sont connectées. Lorsque l'axe est dans la direction perpendiculaire, les observations sont similaires mais les épaisseurs des zones fracturées au parement et dans la direction verticale sont inversées. Sur la période d'observation, de quelques années ou moins, l'EDZ ne semble pas s'étendre au cours du temps.

De façon générale, ces données établissent que, même si elles n'atteignent pas des proportions inquiétantes, l'extension et l'intensité de l'EDZ sont plus importantes que ne le laissait attendre le pronostic fait en 2005 par l'Andra. Ces nouvelles données devront être prises en compte dans les calculs de sûreté ; ils attirent l'attention sur l'importance des scellements destinés à interrompre la continuité de l'EDZ.

#### 9.1.5. EDZ et méthodes de creusement et de soutènement : expérimentations GCS et GCR, expérimentations GRD et GVA

##### ▪ EDZ et soutènement

La formation de l'EDZ est influencée par la méthode de creusement et de revêtement des galeries.

Un premier choix est de poser très vite, immédiatement en arrière du front, un soutènement rigide. Il bloque les déplacements des parois et limite la formation et l'évolution ultérieure de

l'EDZ. Mais il présente l'inconvénient de faire porter très tôt par le revêtement une fraction importante du poids des terrains surincombants. Le revêtement doit être plus raide et plus résistant, donc en général plus épais. Le choix opposé est de laisser venir les terrains en posant un revêtement provisoire léger, et de ne le compléter que tardivement, par exemple après six mois. L'inconvénient est de favoriser le développement initial de l'EDZ, mais avec l'avantage d'un revêtement de moindre épaisseur car moins sollicité par le poids des terrains surincombants. Des choix intermédiaires sont évidemment possibles.

Les essais en vraie grandeur apportent des éléments de comparaison indispensables ; mais leur interprétation gagne à être accompagnée d'une modélisation des comportements à court et à long terme du massif et du revêtement.

L'Andra dispose en principe d'un modèle de comportement à *court terme* du massif argileux mais il semble qu'il ne soit pas systématiquement utilisé pour la conception du revêtement. Pour certains essais, on lui préfère la méthode convergence-confinement.

Les galeries devant rester ouvertes pendant un siècle environ, le choix de la meilleure méthode doit aussi être inspiré par l'estimation de l'ampleur et de la vitesse *des mouvements à long terme*. Si on peut attendre des mouvements importants, l'avantage initial présenté par le revêtement souple serait à terme effacé, puisque la totalité du poids des terrains finirait par s'appliquer, ses effets ayant seulement été différés par la pose du revêtement souple. Les vitesses de déformation observées dans les galeries déjà creusées donnent des indications à ce sujet. Des vitesses de l'ordre de  $10^{-11}$  par seconde (3 % par siècle) ont été observées, mais aussi des vitesses de  $10^{-10}$  par seconde (30 % par siècle). L'ampleur des mouvements différés pourrait donc être importante. Comme l'a déjà fait remarquer la Commission, une appréciation mieux établie de l'ampleur des mouvements différés à l'échelle du siècle serait précieuse pour la conception des galeries, le dimensionnement du chemisage métallique des alvéoles HAVL ou du soutènement en béton des alvéoles MAVL. On disposera évidemment dans une dizaine d'années de données empiriques sur une période qui autorisera des extrapolations plus légitimes qu'aujourd'hui, mais il serait préférable qu'elles soient confortées par une approche basée sur une modélisation du comportement.

#### ▪ **Expérimentations GCS et GCR**

Les expérimentations GCS (Galerie de Conception Souple) et GCR (Galerie de conception rigide) ont pour objectif la comparaison de deux méthodes de soutènement du point de vue de la formation et de l'évolution de l'EDZ et de son influence sur le comportement hydromécanique. Elles visent aussi, à plus long terme, à caractériser le comportement différé du massif en interaction avec le soutènement.

Ces expérimentations concernent deux galeries de section circulaire réalisées à la machine à attaque ponctuelle (méthode de référence pour l'Andra). Leur axe est suivant la direction de la contrainte horizontale la plus forte (la configuration *a priori* la plus favorable), comme pour les galeries GET, GCS et GAT antérieurement creusées. Il s'agit de "mine-by-tests", c'est-à-dire d'expérimentations qui utilisent la réponse de capteurs placés dans le massif, depuis des galeries adjacentes, avant le creusement de la galerie. Les données ainsi acquises complètent utilement les résultats de mesures plus classiques que l'on peut effectuer depuis la galerie creusée, mesures qui présentent l'inconvénient de ne fournir que des informations postérieures à l'arrivée du front dans la zone que l'on veut observer.

Pour ces essais le revêtement est composé, au lieu des cintres utilisés pour les galeries creusées antérieurement, de rangées de cales en béton noyées dans un béton projeté de 18 cm d'épaisseur mis en place à l'avancement. Il est complété, pour la galerie GCR, par un revêtement rigide en béton B40.

La réalisation de la galerie GCR a commencé en janvier 2011 et s'achèvera en janvier 2012 ; une comparaison avec GCS, déjà achevée, sera alors possible. La galerie GCS, de 63 m de long, a été creusée au cours de l'année 2010 avec une instrumentation abondante, à la fois pour le mine-by-test proprement dit et pour les mesures effectuées derrière le front. La fracturation observée est comparable à celle des galeries cintrées. Les convergences (déformation radiale de la galerie) sont deux fois plus grandes dans la direction horizontale que dans la direction verticale. Les vitesses de convergence décroissent sensiblement après trois mois.

Les mesures de déplacement sont interprétées au moyen de la méthode convergence-confinement, dont l'emploi est classique dans les tunnels. Cette méthode consiste à substituer au vrai problème mécanique, qui est bi-dimensionnel en raison de la présence du front, le problème plus simple uni-dimensionnel d'une galerie cylindrique infinie dans laquelle l'influence, sur une section fixe de galerie, du front qui s'éloigne au fur et à mesure du creusement est rendu par l'application croissante du poids des terrains sur le soutènement. Mathématiquement, cette application progressive est traduite par l'augmentation de 0 à 1 du "taux de déconfinement". L'Andra estime ce taux à 15 % au passage du front dans la section fixe et à 30 % quand il s'est éloigné de 2 mètres. Il faudrait vérifier que ces estimations sont cohérentes avec l'image que l'on se fait d'un développement précoce des fractures en chevron et, idéalement, insérer la notion de taux de déconfinement dans la problématique de l'EDZ. On observe aussi que la réponse mécanique à l'approche du front se fait 10 m en avant de celui-ci, et 20 m pour la réponse hydraulique, avec un accroissement de plusieurs MPa de pression interstitielle. Ces résultats sont qualitativement en accord avec des observations antérieures.

33

---

Ils conduisent à s'interroger sur l'utilisation de la méthode convergence-confinement : cette méthode simplifiée est classique, mais pourquoi n'utilise-t-on pas aussi le modèle de comportement à court terme de l'Andra, qui permettrait de s'affranchir de certaines simplifications et d'effectuer une analyse hydromécanique complète ? On consoliderait ainsi ce modèle, ce qui apporterait une crédibilité d'ensemble aux prévisions.

#### ▪ **Expérimentations GRD et GVA**

Un essai technologique de creusement au tunnelier avec pose de voussoirs à l'avancement sera conduit à partir de 2012 ; il devrait durer 20 mois au total. Le tunnelier est très utilisé pour le creusement de tunnels. Il permet des cadences industrielles élevées et réduit sensiblement le coût du mètre excavé. La pose de voussoirs préfabriqués immédiatement en arrière du front de taille permet de faire l'économie de la phase de bétonnage et elle a l'avantage d'éliminer le risque de chute de toit. L'option du tunnelier présente certains inconvénients qui expliquent que l'Andra n'en avait pas fait son premier choix. Le tunnelier ne peut tourner qu'avec des rayons de courbure élevés, il offre moins de souplesse pour la forme de la section de la galerie et son diamètre. Le risque de blocage en cas d'arrêt prolongé peut être important.

L'essai contribuera à l'analyse des effets sur la formation de l'EDZ du creusement par tunnelier et du soutènement par voussoir. Toutefois il se place dans un cadre plus général. L'option du tunnelier n'avait pas été écartée par l'Andra mais les propositions de dessin alternatif du stockage par les producteurs, qui privilégie l'utilisation d'un tunnelier, ont donné à un essai de faisabilité une nouvelle urgence. La Commission n'a eu sur ce dessin alternatif que des informations partielles, indirectes et très récentes. Elle n'examine donc l'essai GRD-GVA que pour ses mérites propres.

L'utilisation de voussoirs repose la question des avantages et inconvénients d'une pose précoce du revêtement : l'EDZ est vraisemblablement moindre, mais le revêtement est plus sollicité et il faut le renforcer. On peut de ce point de vue gagner un degré de liberté en plaçant entre voussoirs et terrains un bourrage qui confère au moins initialement une souplesse accrue au revêtement. L'Andra étudie la formule la mieux adaptée pour un tel bourrage. Mais le bourrage risque, si sa perméabilité est élevée, de constituer une sorte de prolongement de l'EDZ. Vis-à-vis du risque de blocage, l'Andra adoptera une conicité diamétrale et des vérins largement dimensionnés pour permettre un retrait si celui-ci s'avère nécessaire.

L'essai comportera le creusement successif de deux galeries perpendiculaires, GRD et GVA, respectivement réalisées dans les deux directions de contraintes horizontales principales. Le diamètre excavé sera de 6 mètres et la longueur du tunnelier 6,5 m. Les objectifs de l'essai sont l'étude de la formation de l'EDZ dans ce contexte nouveau, la comparaison des effets des creusements dans les deux directions horizontales retenues, la vérification de la faisabilité d'une chambre de plus grandes dimensions nécessaire au montage du tunnelier et l'évaluation du risque de coincement. Il pourra se poursuivre par une tentative de dépose de voussoirs, étape préalable à la réalisation d'un scellement lors de la fermeture des galeries.

34

Cet essai ne bénéficiera pas de l'approche progressive qui avait conduit l'Andra à retenir la machine à attaque ponctuelle comme option de référence. Il faut souhaiter que, du point de vue de la faisabilité du creusement au tunnelier, il fournira une conclusion claire, puisqu'il s'achèvera peu de temps avant le dépôt de la demande de DAC. L'utilisation du tunnelier peut conduire à une modification assez radicale de la conception du stockage, qu'il restera peu de temps pour analyser.

## 9.2. AUTO-COLMATAGE DE L'EDZ, ESSAI CDZ

### 9.2.1. Autocolmatage

De nombreuses observations suggèrent que la création d'une EDZ pourrait ne pas être un phénomène irréversible.

La simple application d'une pression élevée sur le matériau endommagé referme instantanément, au moins en partie, les fractures et fissures créées. Elle diminue donc la perméabilité que l'endommagement avait augmentée. Mais il ne s'agit pas d'une *cicatrisation* durablement acquise, puisqu'un relâchement de la pression appliquée rétablit pour l'essentiel la perméabilité initiale.

En revanche la resaturation du matériau endommagé désaturé paraît engendrer un gonflement de certaines fractions argileuses (smectites) qui rétablit plus durablement une perméabilité faible ("auto-colmatage"). Or, en raison de la ventilation des galeries par un air assez sec, l'EDZ, perméable, se désature assez rapidement. La fermeture des galeries et l'arrêt de la ventilation

permettront à l'eau du massif de resaturer lentement l'EDZ. De plus, après la fermeture, les parois seront re-comprimées car leur mouvement de convergence vers les galeries sera progressivement empêché par les matériaux laissés dans les ouvrages (soutènement, chemisage, remblais). Après fermeture, la resaturation accompagnée de l'application prolongée d'une pression croissante pourrait donc avoir un effet de cicatrisation.

Il est beaucoup trop tôt pour prendre en compte ce phénomène dans les calculs de sûreté, mais il constitue une marge possible favorable.

### 9.2.2. Essai CDZ

C'est le but de l'essai CDZ "compression mécanique sur l'EDZ" qui a débuté dans la galerie GET et durera trois ans. Il s'agit de comprimer au moyen d'un vérin un élément de surface d'une galerie d'un mètre carré environ (jusqu'en mai 2011), de le décompresser, de réaliser alors une imbibition, puis de conduire une nouvelle phase de compression. L'essai se termine par une phase de décompression brutale. Cette succession de chargements/déchargements vise à identifier les parts réversible et irréversible acquises au cours de la cicatrisation, en mesurant les modifications de la transmissivité hydraulique. Cet essai est inspiré d'un essai analogue conduit dans le laboratoire du Mont-Terri. La géométrie retenue est évidemment discutable : le vérin agit sur la paroi comme un poinçon ; sous le poinçon, un cône d'argilite est comprimé – c'est la partie dont le comportement donnera sans doute les informations les plus utiles – mais le reste du massif sera le siège d'un état de contraintes complexe, avec le développement de contraintes de cisaillement sans doute importantes, qui ne contribueront pas à une cicatrisation. Mais il faut reconnaître qu'à ce stade il est difficile de réaliser un essai plus proche des conditions réelles.

*La Commission approuve la poursuite de recherches sur les phénomènes d'auto-colmatage, dont une bonne compréhension peut fournir une marge supplémentaire du point de vue de l'analyse de sûreté à long terme.*

## 9.3. ESSAIS CONDUITS POUR LES ALVÉOLES HA

Cette question est aussi abordée dans le paragraphe "réversibilité".

### 9.3.1. Résultats acquis

Depuis la Galerie Recherches et Méthodes (GRM), l'Andra a conduit des essais de creusement d'alvéoles de 40 m de long, 70 cm de diamètre, chemisés par un tube d'acier de diamètre un peu inférieur. Après quelques tentatives qui n'ont pas complètement abouti, comme il est normal à ce stade, l'Andra a réalisé avec succès un tel alvéole, orienté suivant la direction de la contrainte horizontale majeure, direction la plus favorable et celle retenue pour les alvéoles d'un futur stockage. L'observation de sa fermeture progressive est effectuée dans un alvéole de 20 m de long, non chemisé. L'épaisseur de terrains perturbée à la paroi est de l'ordre de 20 à 40 cm.

L'Andra a également réalisé des "maquettes" sous la forme de forages de petit diamètre chemisés par un tube métallique. Le contact terrains-chemisage est acquis très rapidement. Un essai de chauffage a également été effectué.

### 9.3.2. Réversibilité des alvéoles

Le chemisage constitue un long cylindre métallique, de diamètre un peu plus petit que celui du trou, un peu plus grand que celui du surconteneur. Il y a donc initialement des jeux entre terrain et chemisage et entre chemisage et surconteneur. Le chemisage est bouché au fond de l'alvéole par une plaque verticale ; du côté de la galerie, il aboutit à l'insert et à la tête d'alvéole. Ce chemisage est presque au contact des terrains et le jeu laissé entre terrains et chemisage est assez rapidement rempli d'eau ou même comblé par fluage des terrains, comme semblent le montrer les essais récents faits dans les forages jouant un rôle de "maquette de l'alvéole".

Ce chemisage a pour fonction principale de permettre une introduction et, le cas échéant, un retrait facile des colis HA. Ceux-ci sont par ailleurs munis de patins en céramique pour faciliter le glissement.

Plus récemment l'Andra avait de plus attribué au chemisage une fonction d'étanchéité, pour éviter qu'il n'y ait, pendant les premières décennies après le dépôt des colis, dans le jeu entre surconteneur et chemisage, présence d'eau ayant traversé le chemisage, et d'oxygène venant des galeries encore ouvertes et filtrant par l'insert et son voisinage. La présence simultanée d'eau et d'oxygène créerait les conditions d'une corrosion rapide de l'acier du surconteneur au moins pendant la période allant jusqu'à la fermeture du stockage ou le bouchage de la galerie d'accès (après fermeture l'oxygène n'est plus renouvelé). L'Andra semble avoir renoncé à cette option, l'étanchéité étant trop compliquée à garantir.

Concernant la possibilité de retrait, le premier risque est que les mouvements du terrain qui vient rapidement au contact du chemisage, engendrent son ovalisation, conduisant à un contact chemisage-surconteneur et donc à un frottement additionnel, peut-être même un coincement du colis à retirer. On peut calculer l'ovalisation pour dimensionner l'épaisseur d'acier mais il y a des incertitudes : Faut-il prendre en compte seulement la pression de l'eau derrière le chemisage ? celle-ci est-elle modifiée par le chauffage ? Faut-il prendre en compte la pression totale des terrains ? Celle-ci serait-elle transmise à l'eau derrière le chemisage ?

*La Commission n'a pas entendu d'exposé complet sur ce sujet.*

Le second risque concerne l'alignement des tubes le long de l'alvéole, qui sera sans doute correct initialement, mais qui peut évoluer s'il y a des mouvements différentiels des terrains dus par exemple au chauffage inégal, aux hétérogénéités, au fluage non uniforme etc. Si le chemisage devient courbe, on peut aussi avoir un coincement des colis qu'on voudrait retirer.

L'Andra a vérifié avec son démonstrateur de surface que le retrait pouvait se faire même avec une courbure importante, mais il faut estimer si les marges sont suffisantes dans tous les cas.

### 9.4. PROGRAMME ENVISAGÉ D'ICI LE DÉPÔT DU DOSSIER DE LA DAC

Dans une première phase, commençant à mi-2011, l'Andra mettra en place une instrumentation du chemisage d'un alvéole, pour suivre l'évolution de l'interface argilite/chemisage. Cette évolution devrait être lente, mais ce sera l'occasion de tester des méthodes d'auscultation indispensables pour le programme d'Observation-Surveillance.

Un essai de mise en place de l'insert d'une dizaine de mètres de long placé entre la galerie et la partie utile de l'alvéole sera également conduit.

Une deuxième phase, commençant à mi-2012, comportera un essai des procédés d'obturation de la tête d'alvéole et un essai en vraie grandeur sur un alvéole muni de son insert et de sa plaque de fond. Dans ce dernier essai, une source de chaleur reproduira les conditions des colis dits C0, déchets HAVL, qui ne sont pas les plus exothermiques, mais qui devraient être les premiers stockés. Cet essai doit durer une dizaine d'années.

*La Commission estime qu'il serait également indispensable d'observer pendant une longue durée un alvéole HA sans chemisage, la présence de ce dernier compliquant les observations et rendant difficile leur interprétation compte-tenu des interactions que cette présence engendre.*

#### 9.4.1. Scellements

Dans son rapport n° 3 de 2009 la Commission indiquait, à propos des scellements : "De nouvelles expérimentations sont prévues avant 2015, mais la Commission a déjà demandé qu'on tire parti de la période actuelle pour faire un bilan critique de la position théorique du problème qui paraît beaucoup trop rudimentaire ainsi que de ses implications technologiques. La Commission renouvelle cette demande déjà formulée à plusieurs reprises". Jusque récemment la Commission n'avait pas reçu de réponse à cette demande.

Le scellement des ouvrages n'interviendra vraisemblablement que dans un siècle ou plus. Les calculs de sûreté de 2005 ont établi qu'un éventuel cheminement de radionucléides par les galeries et puits ne constitue pas un scénario significativement plus sévère que le scénario de migration par la formation géologique elle-même. Néanmoins, dans le cas des scénarios dégradés, les scellements constituent une barrière importante. Il paraît nécessaire de disposer, pour le dossier de la DAC, d'éléments substantiels établissant qu'on peut raisonnablement compter qu'une solution satisfaisante sera trouvée.

Le programme de l'Andra laissait penser que la conception des scellements avait été figée en 2005 et que, depuis cette date, l'accent était mis sur les seuls essais technologiques permettant de vérifier la faisabilité des saignées et de leur remplissage. Les progrès accumulés dans la connaissance de l'EDZ justifiaient pourtant qu'on réexamine de ce point de vue la question des scellements. Il paraissait notamment important de prendre en compte l'endommagement induit par le creusement de la saignée et l'effet des contraintes et déformations induites par l'application d'une pression élevée de gaz ou d'eau sur l'une des faces du scellement. On aurait pu ainsi établir que le dessin retenu, la largeur des saignées, leur profondeur, la distance qui les sépare, leur nombre, le dimensionnement des massifs d'appui, les matériaux qui constituent les scellements permettraient un meilleur compromis entre l'optimum que suggèrent les calculs, et les inévitables contraintes technologiques. Cette analyse apparaissait comme un préalable à la conduite d'expérimentations technologiques, évidemment nécessaires pour emporter complètement la conviction, comme celles que prévoit l'Andra, l'essai Test de Scellement par Saignées (TSS) et l'essai Noyau de Scellement (NSC).



*L'Andra a indiqué très récemment à la Commission qu'elle procédait à une révision en profondeur de son programme relatif au scellement. La Commission, tout en étant préoccupée par les délais courts que laisse la date de dépôt du dossier de la DAC, apprécie favorablement la décision de l'Andra.*

## **9.5. MODÉLISATION GÉOMÉCANIQUE ET CONCLUSIONS**

### **9.5.1. Résultats expérimentaux**

L'Andra conduit dans le laboratoire souterrain un programme d'expérimentations géomécaniques remarquable par son ampleur et par la qualité et la densité des mesures effectuées. Il comporte un ensemble d'essais dont certains ont commencé dès 2004 (mine-by test du puits) et concernent notamment les galeries GAN, GT6, GAT, GKE, GLE, GEX, GMR et GED. Ces essais sont complétés par les mesures et observations particulières effectuées à l'occasion du creusement des alvéoles HA. Tous ces essais visent à l'acquisition de données de base pour la compréhension et la modélisation du comportement hydromécanique du massif au voisinage des ouvrages souterrains. La description et la typologie des fractures dans la zone endommagée (EDZ) créées lors du creusement des ouvrages qui en résultent sont convaincantes.

### **9.5.2. Modélisation du comportement mécanique**

38

La modélisation, c'est-à-dire l'écriture, en vue du calcul numérique, de relations mathématiques entre les grandeurs qui influencent le comportement (contraintes, déformations, pression de l'eau, température) ou en décrivent les particularités locales (paramètres mécaniques, conductivité thermique, perméabilité, porosité, coefficient de dilatation thermique) est rendue difficile par la présence simultanée de phénomènes physiques variés (mécaniques, hydriques, hydromécaniques, thermiques et chimiques). Ceux-ci sont souvent fortement couplés et présentent de fortes irréversibilités dont la plus visible est la fracturation dans l'EDZ et l'accroissement de perméabilité qui l'accompagne.

Pour le comportement de court terme, plusieurs modèles distincts sont encore proposés et il serait souhaitable qu'ils convergent vers une formulation unique stabilisée. Il semble d'ailleurs que les traits principaux de ce comportement fassent progressivement l'objet d'un consensus des experts. Un modèle stabilisé permettrait d'analyser dans un cadre mécanique unique tous les essais de creusement et de soutènement, dont les expérimentations récentes ou en cours GCS, GCR, GRD et GVA.

L'étude du comportement différé, importante pour la prévision du comportement des galeries et alvéoles à l'échelle du siècle, est moins avancée. L'Andra dispose de beaucoup de données expérimentales recueillies dans le laboratoire souterrain. La compréhension des mécanismes de petite échelle à l'origine du comportement différé a fait des progrès importants dans le cadre du Groupement de Laboratoires Géomécanique. En revanche les lois de comportement macroscopiques qui permettent de calculer l'évolution des galeries et alvéoles à l'échelle séculaire paraissent moins solidement étayées. Par exemple il peut être risqué d'adopter sans argument solide des lois qui prévoient la réduction au cours du temps des vitesses de déformation quand la charge appliquée est constante.

*La Commission note que l'étude du comportement différé constitue un des trois axes qui inspirent le programme futur de l'Andra ; la Commission souhaite que ce programme lui soit présenté.*

### **9.5.3. Synthèse des études géomécaniques**

Dans son précédent rapport, la Commission avait jugé que les études géomécaniques paraissaient morcelées et avait souhaité qu'une synthèse de l'état des connaissances, orientée vers la modélisation, lui soit présentée. L'Andra lui a fourni deux textes de bilan.

Le premier concerne la variabilité des caractéristiques principales avec la profondeur, et leur anisotropie, qui ont été étudiées en bénéficiant d'un volume exceptionnel de données expérimentales. Les relations entre la variabilité ou l'anisotropie et les conditions de la genèse et des transformations ultérieures de la formation géologique sont décrites de manière convaincante. Il se dégage l'impression d'une très bonne connaissance des variations dans l'espace des propriétés de la formation, qui a bénéficié au choix raisonné de la zone d'implantation (Zira) d'un futur stockage.

Le second propose une synthèse très complète des études sur le comportement thermo-hydro-mécanique des argilites, "du matériau à l'ouvrage". Il s'agit d'un texte scientifique ambitieux qui met en relation le comportement et la structure multi-échelle des argilites en place. Il envisage avec lucidité les domaines d'application des outils de simulation disponibles et leurs limites.

*La Commission souhaite que l'Andra poursuive l'effort de synthèse amorcé.*

39

---

### **9.5.4. Programme des futures expérimentations**

Concernant le programme des années à venir, un autre ensemble d'essais, plus directement orientés vers les problèmes industriels, portera sur le creusement et le soutènement des ouvrages et, plus généralement, sur les pistes de progrès dans la conception. Ce sont les second et troisième axes du programme futur de l'Andra. Hormis le cas des alvéoles HAVL, il comporte l'essai de galerie test à soutènement souple (GCS) en cours, l'essai de galerie test à soutènement rigide (GCR) et l'essai de pose de voussoirs derrière un tunnelier, inspiré par les producteurs.

*La Commission estime que ce programme concrétise une évolution souhaitable vers des expérimentations intégrées et proches de l'échelle industrielle. Elle recommande de prendre garde néanmoins à ce que ne se mette en place un divorce entre la modélisation scientifique du comportement et la mise en œuvre d'essais plus orientés vers l'application industrielle.*



## Annexe 10

### RÉVERSIBILITÉ

Le mot de "réversibilité" est, aux yeux de la CNE, si ambigu, qu'il compromet la transparence souhaitable du projet. La Commission estime indispensable à l'information judicieuse de tous les acteurs concernés par le stockage et, en particulier, du citoyen, de dissiper cette ambiguïté par l'adoption d'un lexique plus précis. Elle propose de retenir trois mots distincts pour trois réalités différentes :

- ❖ la *réversibilité*, en un sens précis et univoque, désigne la possibilité, en n'importe quel point d'effectuation du projet, de revenir à un point antérieur, compte tenu du fait que plus la réalisation avance moins il devient possible de regagner des points plus reculés ; en d'autres termes, la réversibilité fait d'autant plus place à l'irréversibilité que la distance entre les stades de réalisation est plus grande ;
- ❖ la *recupérabilité* est la capacité d'atteindre les colis stockés et de les extraire de leur position dans le stockage, de manière à pouvoir leur appliquer les traitements requis par leurs états éventuels à différentes échelles de temps, qu'il s'agisse d'accidents ou de conversion des déchets en ressources exploitables ;
- ❖ la *flexibilité* vise un mode de gestion du projet de stockage, à tous les stades d'élaboration et de réalisation, conçu de telle manière qu'elle puisse être constamment et perpétuellement modifiée, pour être à même de repérer, de traiter et d'intégrer toutes informations nouvelles portant sur l'efficience de l'entreprise.

41

---

La flexibilité est une qualité d'un stockage profond requise par le Guide de sûreté édité par l'Autorité de sûreté nucléaire. La réversibilité, et son corollaire la récupérabilité, résultent d'une demande sociale introduite dans la loi par la représentation nationale. Elles impliquent que l'option d'un retrait partiel ou complet reste crédible pendant une durée d'un siècle au moins. Pendant cette durée, le retrait est de moins en moins facile. Une échelle qui comporte cinq niveaux successifs de réversibilité a été adoptée par l'AEN (Agence pour l'Energie Nucléaire) ; l'Andra a contribué à sa mise au point.

Pour que la récupération des déchets demeure facile, compte tenu du niveau de réversibilité atteint, plusieurs conditions doivent être satisfaites pendant toute la période de réversibilité. Il faut qu'il n'existe aucune incertitude sur la nature et la localisation de chacun des colis de déchets. Les puits et galeries d'accès aux alvéoles qui contiennent les colis doivent rester dans un état qui permette la circulation des engins de transport et de manutention. On doit avoir ménagé, entre les colis et le revêtement ou le chemisage des alvéoles, un jeu suffisant. Ce jeu doit être calculé avec une marge qui tienne compte des effets des pressions de terrain qui s'exerceront progressivement sur le revêtement ou le chemisage des alvéoles et pourront en réduire la section ou en perturber l'alignement. Pendant la période considérée, les conteneurs en acier ou en béton qui enveloppent les déchets ne doivent connaître que des évolutions limitées. De même, il faut limiter les évolutions physico-chimiques qui affecteraient l'air, l'eau et plus généralement les matériaux du voisinage des colis et qui seraient susceptibles d'engendrer des difficultés ou des risques pendant la récupération. Les dispositifs de saisie, d'extraction, de manutention et de transport des colis doivent avoir été maintenus opérationnels. Des moyens d'observation et de surveillance doivent fournir les informations utiles sur l'évolution des colis et de leur

environnement. Les colis retirés, quelle que soit leur quantité, doivent pouvoir être entreposés à la surface, sur place ou à distance, dans des conditions sûres. Enfin un retrait éventuel doit avoir été organisé : il faut prévoir les circonstances qui pourraient le rendre nécessaire, disposer des éléments permettant de décider le retrait, dont l'estimation de son coût et des risques pour les opérateurs, préparer des plans de retrait intégrant les difficultés qui peuvent survenir, pouvoir adapter le rythme de déstockage à la nature de l'événement qui l'a rendu nécessaire et vérifier que les plans de retrait sont cohérents et applicables.

## **10.1. EXERCICES DE REVERSIBILITÉ**

La maintenance, la surveillance et la mesure permettront de vérifier que des conditions mentionnées restent effectivement satisfaites. L'Andra s'attache à réaliser des essais en prototype de surface et à tirer des essais réalisés en laboratoire souterrain les enseignements utiles du point de vue du retrait. Mais le retrait est une opération globale complexe pour laquelle la vérification de chaque maillon de la chaîne n'est sans doute pas suffisante.

La crédibilité de la réversibilité appelle que sa faisabilité soit vérifiée de manière plus complète. Un exercice avait été conduit préalablement à la mise en exploitation au Nouveau Mexique (USA) d'un stockage de déchets radioactifs (WIPP, Waste Isolation Pilot Plant) creusé dans une formation salifère. Des blocs de sel avaient été entassés sur un colis dans une galerie, pour simuler une chute de toit, et on a pu montrer que le conteneur pouvait être, à distance, dégagé puis repris.

42

*La Commission invite l'Andra à proposer, dans la perspective du dépôt du dossier de la DAC, les éléments de définition d'une revue périodique de réversibilité qui pourrait comporter la conduite d'exercices de réversibilité.*

### **10.1.1. Circonstances pouvant conduire à un retrait**

La Commission avait demandé à l'Andra d'envisager les scénarios pouvant conduire à un retrait des colis. La réversibilité est une demande sociétale fortement exprimée mais encore incomplètement formulée, et l'Andra s'est notamment appuyée sur une enquête conduite auprès des acteurs locaux pour confirmer et compléter la liste des scénarios les plus souvent envisagés.

### **10.1.2. Choix d'une nouvelle filière de gestion, valorisation des déchets stockés**

Parmi ces scénarios figure le choix d'une filière de gestion autre que le stockage profond ou le souhait d'utiliser des substances contenues dans des déchets déjà stockés. Ces deux scénarios paraissent peu réalistes dans les conditions d'aujourd'hui. Tous les pays concernés ont choisi la filière du stockage profond et la seule variante crédible, même si elle n'apparaît pas souhaitable, serait de laisser l'ouvrage ouvert plus longtemps qu'il n'est envisagé aujourd'hui. L'hypothèse de l'utilisation de substances déjà stockées n'est guère plus vraisemblable compte tenu du mode de conditionnement des déchets retenu, peu réversible, surtout dans le cas des verres, et d'autant moins, dans le cas français, que l'uranium et le plutonium sont déjà extraits des déchets avant mise au stockage. Le contrat de réversibilité défini par la loi impose toutefois que la possibilité de mise en œuvre de ces deux scénarios reste ouverte.

### 10.1.3. Défaut d'un colis ou de la barrière ouvragée

Moins hypothétiques paraissent les scénarios associés à un défaut de colis ou à un défaut de la barrière géologique. Au WIPP, cité plus haut, où est déjà stocké plus de la moitié de l'inventaire prévu, un colis jugé non conforme a été retiré du stockage. Le cas de la mine d'Asse en Allemagne est plus significatif. Des déchets radioactifs de faible et moyenne activité ont été stockés il y a une trentaine d'années dans cette ancienne mine de sel. Il semble que la barrière géologique était fragile, compte tenu, d'une part, du grand volume de vides miniers préexistants et, d'autre part, de la présence de saumure au contact direct des limites du dôme de sel dans lequel la mine avait été creusée. De fait, des arrivées de saumure dans les chambres de stockage ont été constatées et leur analyse a montré qu'elles étaient chargées en radionucléides, indice clair d'un début de dissolution des colis.

Le retrait total des colis est réclamé par une partie de l'opinion publique. Il apparaît toutefois très coûteux (plusieurs milliards d'euros) d'autant que le stockage n'a pas été conçu à l'origine pour être réversible.

Au contraire, le stockage de déchets toxiques de Stocamine, réalisé dans des galeries creusées à cette fin dans les anciennes mines de potasse d'Alsace, à Witelshheim, avait en principe été conçu pour être réversible. Un incendie a affecté un des blocs de stockage à la suite de la descente de colis qui avaient pourtant été clairement identifiés comme non conformes dès leur arrivée au stockage. Une étude préalable de risques à long terme avait été réalisée ; même si elle souffrait d'un examen critique contradictoire insuffisant, elle avait le mérite d'exister, ce qui ne semble pas être le cas pour beaucoup d'ouvrages de même nature. Même si l'incendie ne remettait pas directement en cause les principes de confinement à long terme définis dans cette étude, il a engendré un vif sentiment de rejet dans l'opinion locale qui réclame la mise en œuvre de la réversibilité. Il apparaît toutefois que, si le retrait n'est sans doute pas impossible – 173 colis ont été retirés en 2001-2002, assez difficilement mais sans incident majeur - il présente des risques pour les travailleurs qui en seraient chargés, notamment parce que le jeu initial réduit laissé entre les colis et les parois rend malaisée la préhension des colis par des engins de manutention et augmente le risque de chute de colis suivi d'un épandage des produits toxiques. Par ailleurs ce jeu a diminué plus vite que prévu, sous l'effet de la convergence des parois des galeries creusées dans le massif de sel, de sorte que l'objectif initial d'une réversibilité pendant une période de 30 ans n'est sans doute plus vérifié.

Cet exemple illustre l'importance d'une prévision correcte des mouvements de terrains qui s'accumuleront pendant la période de réversibilité. Le Centre de Stockage de la Manche (CSM) créé par le CEA, avant la mise en place des règles actuellement applicables aux stockages de surface, a été géré à partir de 1979 par l'Andra. En 1996 on constatait la présence dans le stockage de zones chaudes en radionucléides  $\alpha$  et la présence importante de plomb, interdisant que le stockage puisse être banalisé, comme c'est le cas pour les stockages analogues conçus ultérieurement, après une durée de 300 ans. Les colis problématiques, peu nombreux, sont placés à une dizaine de mètres sous la surface. Leur retrait a été envisagé, mais on a préféré la mise en place d'une couverture pérenne, en raison des doses élevées auquel le retrait aurait risqué de soumettre les travailleurs concernés et l'environnement.

De ces quelques exemples, on tire qu'on a pu facilement retirer un petit nombre de colis d'un stockage où la réversibilité a été prévue et convenablement préparée (WIPP) ; qu'elle est devenue plus difficile dans un stockage où elle avait été prévue mais insuffisamment préparée (Stocamine) ; et qu'elle est plus problématique dans des ouvrages où la préoccupation de réversibilité n'avait pas été intégrée dès l'origine (Centre Manche, Asse). Dans tous les cas la sécurité des travailleurs est un élément important à peser pour décider du retrait.

Dans le cas du stockage profond envisagé en Meuse/Haute-Marne, la procédure de caractérisation, certification et vérification à la réception bénéficie, en comparaison du cas des déchets toxiques, de l'expérience acquise par l'Andra dans les stockages qu'elle exploite déjà, du petit nombre et de la compétence des producteurs de déchets. C'est l'occasion de rappeler l'importance, dans le cas français, d'une séparation nette des rôles des producteurs et du stockeur. Les conditions paraissent donc propices à une stricte limitation du nombre d'erreurs, mais c'est un sujet qui n'a jamais été abordé jusqu'ici devant la Commission. De même, la probabilité d'existence d'un défaut de la barrière géologique (faille, lentille de sable) s'amenuise au fur et à mesure que les reconnaissances confirment la continuité et les qualités intrinsèques de la couche d'argilite. Il faut néanmoins que ces reconnaissances se poursuivent dans l'emprise de la Zira.

#### 10.1.4. Contrôle du processus de stockage ; risque "d'abandon" du stockage

Dans l'enquête que l'Andra a conduite auprès des acteurs locaux, deux autres raisons de rendre le stockage réversible sont avancées.

La première est de permettre un contrôle du déroulement du processus de stockage. En l'absence d'une possibilité effective de retrait pendant toute la période de réversibilité, un processus d'autorisation par étapes serait un exercice en grande partie vidé de son sens. En ménageant toutes les options, la réversibilité donne tout son sens à un réexamen périodique du stockage. Le rythme, la procédure et les formes de participation des citoyens à un tel examen restent à préciser et à débattre dans la perspective de la loi sur la réversibilité qui sera examinée en 2015.

44

La seconde raison, qui cherche encore une formulation précise, est la préoccupation "que le site ne soit pas abandonné". Le point de vue de la Commission est qu'il faut prendre dès aujourd'hui les dispositions de conception nécessaires pour que le stockage puisse être fermé lorsque tout l'inventaire envisagé aura été stocké. Il existe pour cela au moins deux raisons. D'une part, les qualités du stockage laissé ouvert se dégraderaient au cours du temps ; d'autre part, il est souhaitable de ne laisser que la charge de gestion la plus faible possible aux futures générations, qui n'auront pas bénéficié des avantages dont les déchets sont la contrepartie. Cette position de principe, qui implique des dispositions pratiques à prendre dès maintenant, n'empêche en rien que ces futures générations choisissent le jour venu, en connaissance de cause, une autre voie que celle envisagée aujourd'hui ; elle laisse entière leur liberté de choix.

Par ailleurs la Commission observe une évolution progressive de la conception de la fermeture : celle-ci n'est plus nécessairement synonyme d'abandon et d'oubli, comme elle pouvait tendre à l'être il y a une quinzaine d'années. Les possibilités de surveillance après fermeture et les moyens d'assurer une mémoire à long terme de l'existence d'un stockage fermé font l'objet d'une réflexion approfondie. L'absence de contrôle institutionnel après une certaine période de temps, qui est à l'origine de l'exigence de sûreté *passive* à long terme, apparaît ainsi comme une hypothèse prudente et nécessaire ; l'absence de tout contrôle n'est pas pour autant souhaitable, et il est également prudent de réfléchir aux dispositions qui en réduisent la probabilité.

### 10.1.5. Incident de manutention

A la limite entre la réversibilité proprement dite et la sûreté du stockage en fonctionnement, l'Andra étudie la récupérabilité d'un colis MAVL en cas de chute d'un colis dans la cellule blindée d'accès à l'alvéole ou en section courante d'alvéole. Elle envisage la réalisation d'un robot susceptible d'analyser l'état du colis et de l'alvéole, et la procédure de gestion d'un colis contaminé. De même un essai de collision entre colis MAVL est envisagé pour vérifier les modélisations numériques déjà réalisées.

### 10.1.6. Hypothèse d'un déstockage rapide

L'Andra n'a pas envisagé de scénario dans lequel le retrait rapide d'un grand nombre de colis serait nécessaire. De fait, le retrait s'effectuerait avec les mêmes moyens (sauf traction des colis HAVL hors de leur alvéole, qui requiert un effort plus important que la mise en place) et au même rythme que le stockage lui-même, soit 2.500 colis par an environ (voir paragraphe suivant). Dans l'hypothèse (peu probable) d'un retrait total, il faudrait donc pour retirer les colis une durée comparable à l'âge du stockage au moment où le retrait serait décidé. Il faut reconnaître que l'hypothèse d'un accident conduisant à l'abandon du stockage présente une probabilité de plus en plus ténue au fur et à mesure que s'accumulent les informations sur la formation géologique retenue. Par exemple l'hypothèse d'un ennoyage rapide par une discontinuité hydraulique non reconnue, que l'on ne peut jamais exclure sans examen attentif dans le cas d'une mine de sel, en raison du pouvoir de dissolution de l'eau, est très peu vraisemblable en l'état actuel des connaissances sur la couche du Callovo-Oxfordien.

45

---

*La Commission recommande néanmoins que l'Andra précise le rythme de déstockage le plus rapide que permettent les moyens envisagés actuellement.*

## 10.2. ÉVOLUTIONS DES ALVÉOLES ET DES COLIS PENDANT LA PÉRIODE DE RÉVERSIBILITÉ

### 10.2.1. Mise en place des colis dans les alvéoles

Dans le scénario de dimensionnement, il y a 61.460 colis HA, 5.460 colis CU, 238.640 colis MAVL (colis primaires) à stocker. Les options de mise en place des colis dans le stockage ne sont pas arrêtées. A titre indicatif, les colis primaires sont d'abord placés en surface dans des colis de stockage (colis primaire placé dans un surconteneur en acier, portant le poids total d'un colis à 2 tonnes pour les HAVL ; conteneur en béton portant plusieurs colis primaires, de poids total 7 à 25 tonnes pour les MAVL). Les colis de stockage sont à leur tour placés dans une hotte de transfert comportant une enceinte blindée de radioprotection. La descente vers la zone centrale de soutien pourrait se faire par funiculaire dans une descenderie déroulée. Chacune des trois zones distinctes de stockage (MAVL, HAVL, C0-CU3) est desservie à partir de la zone centrale par deux ou trois galeries de liaison parallèles, dont l'une est réservée au transport des colis par véhicule de transfert sur pneu ou rail. A l'intersection entre ces galeries et les galeries d'accès aux alvéoles s'effectue un transbordement vers une navette d'accostage qui transporte les colis vers la tête d'alvéole. Des systèmes de préhension et transport, dépendant de la nature des colis, permettent alors leur mise en place dans l'alvéole. Toutes ces opérations sont



automatiques, le personnel, travaillant dans la salle de commande, restant à grande distance des colis.

Les moyens de manutention permettant le retrait seront les mêmes que ceux utilisés pour le stockage, ce qui garantit que leur maintenance sera assurée. Cela imposera toutefois certaines contraintes en cas d'évolution technologique de ces moyens, qui n'est pas improbable sur une durée d'un siècle.

Le rythme du retrait envisagé est ainsi nécessairement de l'ordre de grandeur de celui de la mise en place, soit une dizaine de colis par jour ou 2.500 dans l'année.

### 10.2.2. Retrait des colis HAVL

Pour les colis HAVL, on rappelle que, dans une section verticale, on trouve au centre de l'alvéole le colis de déchet vitrifié, placé dans un surconteneur qui empêche le contact du verre avec l'eau au moins pendant toute la phase "thermique", de l'ordre d'un millier d'années, pendant laquelle la dissolution des verres risquerait d'être plus rapide ; puis, entourant le surconteneur, le chemisage métallique, de diamètre suffisant pour laisser un jeu libre qui permette un déplacement horizontal de l'ensemble verre-surconteneur, ou colis de stockage, muni de patins qui facilitent le glissement ; enfin le jeu entre chemisage et terrains, qui se remplit rapidement d'eau provenant du massif puis se comble sous l'effet du mouvement de fermeture du vide créé. Longitudinalement les colis de stockage, éventuellement séparés par des intercalaires qui réduisent la puissance thermique dissipée par unité de longueur, occupent la partie utile de l'alvéole, c'est-à-dire les derniers trois-quarts de sa longueur totale. Le chemisage est fermé par un bouchon d'extrémité et, de l'autre côté, il vient se loger dans l'insert en tête d'alvéole. Cette liaison est souple et de manière plus générale, la dilatation axiale du chemisage est libre, pour éviter un flambage associé à la déformation d'origine thermique de l'acier.

L'obturation des alvéoles HAVL est réalisée rapidement après leur remplissage. Les échanges de matière et de chaleur avec l'extérieur se font alors par l'interface entre le chemisage et les terrains, rapidement remplie d'eau et, à un moindre degré, entre l'alvéole et la galerie encore ouverte, à travers la tête d'alvéole et la zone endommagée dans les terrains qui l'entoure, qui permet le passage d'un peu d'air et donc d'oxygène. La composition de la phase gazeuse dans le jeu entre colis et chemisage peut être analysée au moyen de lignes de prélèvement placées dans l'insert. Leur conception n'est pas achevée.

L'Andra a envisagé de donner au chemisage métallique une fonction d'étanchéité. Le jeu entre chemisage et surconteneur reste alors durablement sec et il n'y a pas de corrosion, ce qui facilite le retrait, à la fois du point de vue des conditions de surface du surconteneur et du point de vue des conditions physico-chimiques qui règnent dans le jeu laissé entre chemisage et surconteneur. Il semble que l'Andra croit moins à la possibilité de réaliser une telle étanchéité ; l'eau circule alors dans le jeu avec possibilité de condensation sur les parties plus froides (intercalaires) et donc de corrosion du surconteneur et de l'intrados du cuvelage. Le renouvellement de l'oxygène par apport depuis la galerie créerait, en présence d'eau, les conditions d'une corrosion plus rapide ; il est en principe limité par la conception de la tête d'alvéole. L'Andra estime au total que les vitesses de corrosion restent suffisamment faibles pour ne pas modifier significativement les conditions d'un retrait.

Un phénomène analogue affecterait l'extrados du chemisage qui, pour sa part, est certainement au contact d'oxygène et d'eau du massif, après un temps court. L'Andra estime que la vitesse de corrosion, initialement rapide, chuterait rapidement.

Hormis leurs effets directs sur l'état du chemisage et du surconteneur, que l'Andra apprécie comme modestes, ces conditions, en cas de réouverture de l'alvéole, mettront l'atmosphère de la galerie en contact avec une phase fluide contenant de l'eau liquide, de la vapeur et de l'hydrogène, produit de la corrosion anoxique, à pression et température élevées, plusieurs MPa et un peu en-dessous de 100 °C. La réouverture de l'alvéole doit tenir compte de cette situation.

L'autre problème posé est celui de l'ovalisation et de la perte d'alignement.

Le chemisage, surtout s'il reste étanche, sera soumis à son extrados à la pression hydrostatique à la profondeur du stockage, soit 5 à 6 MPa, peut-être un peu plus à cause des effets de dilatation thermique. A plus long terme, le jeu laissé entre massif et chemisage se résorbera et le poids des terrains, de l'ordre de 11 MPa, s'appliquera, d'abord localement, puis, à terme, sur l'ensemble du chemisage. Les calculs que propose l'Andra pour rendre compte de ces phénomènes gagneraient en crédibilité si l'on disposait de modèles consolidés et validés du comportement différé engendré par les effets conjoints du fluage, de l'évolution des pressions de pore, de la dilatation thermique, éventuellement des transformations physico-chimiques affectant le massif. Ces évolutions mécaniques pourraient conduire à l'ovalisation du chemisage et donc au blocage des colis en cas de retrait. On peut l'éviter en dimensionnant largement l'épaisseur du chemisage, avec l'inconvénient d'accroître son poids et de compliquer sa mise en place dans l'alvéole (les essais actuels de réalisation d'alvéoles chemisées ont été effectués avec un chemisage moins épais que le chemisage nominal). L'Andra a étudié dans le centre de Saudron les effets de défauts sur le retrait d'un colis de stockage : écartement de tronçons, défaut d'alignement transversal ou axial. Les défauts simulés étaient en principe très "enveloppe", ce qui a pu être vérifié pour les défauts initiaux de construction sur l'exemple des alvéoles creusés dans le laboratoire, mais reste à établir pour les risques d'évolution au cours du temps, ovalisation et perte d'alignement axial.

*La Commission souhaite que lui soient présentés les calculs de dimensionnement vis-à-vis du risque d'ovalisation et estime qu'il faudra dès que possible mettre en œuvre des essais en place complètement représentatifs des conditions réelles, seuls susceptibles d'entraîner complètement la conviction quant au risque d'ovalisation.*

Dans la direction axiale, l'hétérogénéité inévitable des propriétés mécaniques du massif et le développement inégal des augmentations de température, par exemple lié à la présence d'intercalaires qui ne produisent pas de chaleur, engendreront des déplacements du massif variables le long de l'axe de l'alvéole et des pertes possibles d'alignement, susceptibles elles aussi de créer des blocages de colis lors d'un retrait. L'Andra a vérifié par des essais de traction des colis à la surface du sol qu'on disposait de marges vis-à-vis d'une perte d'alignement. C'est une indication précieuse mais qui, là aussi, devra être confirmée par des essais en conditions réelles.

L'Andra envisage de réaliser des alvéoles d'une quarantaine de mètres de long, et, après quelques tâtonnements inévitables, a réussi un premier essai de creusement d'un alvéole chemisé de cette longueur. Ces tentatives sont évoquées dans une autre partie du rapport. L'Andra ne s'interdit pas d'explorer la possibilité de réalisation d'alvéoles plus longs, avec des avantages en termes de coût. Il est clair néanmoins qu'hormis sa faisabilité, qui ne paraît pas immédiatement acquise, un allongement de l'alvéole risque de compliquer le retrait, la perte d'alignement, et notamment de l'alignement initial, étant plus probable avec un alvéole plus long.

### 10.2.3. Retrait des colis MAVL

Les déchets MAVL seront rangés dans des conteneurs en béton de forme parallélépipédique placés au moyen de robots dans des galeries de 250 m de long fortement soutenues par un revêtement en béton. Deux rangées horizontales de conteneurs sont empilées, ce qui crée un risque de chute, que l'Andra juge toutefois peu probable. La stabilité des parties en béton doit être assurée pendant au moins un siècle ; l'Andra tirera partie de la réalisation prochaine dans le laboratoire souterrain de la galerie à comportement rigide (essai GCR), qui constitue une sorte d'analogie d'une alvéole MAVL, pour évaluer les déformations de diverses natures qui peuvent affecter un revêtement raide en béton. L'empilement des colis superposés doit être stable et un jeu suffisant doit subsister pour permettre la préhension, en cas de retrait, pendant la période de réversibilité. Les évolutions, surtout avant obturation, semblent devoir être modérées : le revêtement garantit en principe que les jeux laissés à l'intérieur de l'alvéole n'évolueront guère, seul le problème de conservation de son alignement, nécessaire pour le bon fonctionnement des robots, subsistant éventuellement.

48

Le retrait des colis MAVL est, plus fidèlement que dans le cas des colis HAVL, l'inverse de la mise en place car les colis ne sont pas extraits par traction mais repris par le même robot qui les a mis en place. L'obturation définitive des alvéoles de déchets MAVL n'est pas immédiate ; au contraire une ventilation est organisée pour évacuer les gaz produits et, à un moindre degré, pour refroidir les colis. La ventilation facilite la surveillance de l'atmosphère de l'alvéole ; en maintenant une atmosphère sèche dans l'alvéole, elle réduit considérablement les vitesses de corrosion.

En revanche, après obturation, de l'eau pourra être présente au moins localement avec, pour certains colis, formation d'hydrogène ou augmentation de la température jusqu'à des valeurs de l'ordre de 40 à 70 °C.

### 10.2.4. Conclusion sur l'évolution des alvéoles

L'Andra a réalisé, en s'appuyant sur l'approfondissement des APSS (Analyses Préliminaires des Situations de Stockage), un examen de l'évolution des alvéoles et des conditions qui y règnent. Cet examen contribue à l'analyse des conditions concrètes d'un retrait de colis.

*La Commission insiste sur l'importance d'une vérification de cet examen, à échéance rapprochée, au moyen d'essais complètement représentatifs des conditions réelles d'un stockage.*

### 10.3 ANALYSE DES PERTURBATIONS

L'Andra a réalisé une analyse fonctionnelle du retrait, qui fait partie de l'analyse fonctionnelle générale du stockage, régulièrement mise à jour. Elle identifie les fonctionnalités d'intégrité des colis, d'intégrité des alvéoles, de préservation des jeux et de maintien des moyens de support au retrait. Cette analyse a conduit à la recherche systématique des facteurs susceptibles de perturber chacune des fonctionnalités et à les classer suivant les critères de probabilité, de détectabilité et de gravité (qui intègre l'existence d'un moyen de remédiation). Les classements présentent une dose d'arbitraire, mais la méthode a le mérite d'aider à une exploration systématique des possibilités de défaillance.

### 10.4 RÉVERSIBILITÉ ET ENTREPOSAGE

Le PNGMDR (Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs) prévoit qu'il faut *"prendre en compte la réversibilité du stockage, notamment en identifiant systématiquement des solutions d'entreposage pour accueillir des colis qui seraient retirés du stockage"*.

Le retrait de colis est une éventualité qui ne pourrait guère intervenir avant 2040, pour les déchets MAVL, et avant 2050, pour les déchets HAVL. Par ailleurs, compte tenu du rythme de retrait envisagé, il suffit de disposer d'une capacité locale d'entreposage suffisante pour laisser le temps de la construction, sur place ou à distance, de capacités supplémentaires, si elles apparaissaient nécessaires.

Enfin cette question n'est pas séparable de celle de capacités d'entreposage nationales dont l'entretien ou la création, d'ici 2040, dépend de choix plus généraux dont le spectre est *a priori* très large, de l'arrêt progressif de la production d'énergie nucléaire à la mise en œuvre à grande échelle de réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération. Notamment les questions de la réalisation d'un entreposage de grande capacité pour les déchets ultimes auprès du site de stockage, ou au contraire d'un retour après retrait du stockage de colis de déchets vers les entreposages des producteurs, sont encore loin d'être posées de manière complète, même sur le seul plan technique.

A l'intérieur de ce cadre, l'Andra s'efforce de concevoir des solutions innovantes d'entreposage caractérisées par une certaine polyvalence (l'entreposage pourrait recevoir une grande variété de colis, simultanément si nécessaire) et une durabilité séculaire.

Dans le cas des déchets MAVL, sont envisagés des rayonnages exploités par transstockeur et le placement des colis sur un palier avec longrines. La durabilité est assurée par la ventilation par air sec, qui limite la corrosion et la carbonatation atmosphérique.

Les colis HAVL, dont certains des plus récents sont fortement exothermiques, nécessitent, hors hypothèse d'un retrait, une capacité d'entreposage accrue, que l'on peut dimensionner pour qu'elle puisse de plus recevoir d'éventuels colis récupérés. Mais le besoin d'un module dédié au retrait de quelques centaines de m<sup>3</sup> pourrait apparaître vers 2050.

Les principales solutions envisagées sont : l'empilement de paniers de 6 colis primaires (ou 6 colis de stockage) refroidis par convection naturelle (c'est-à-dire le brassage de l'air engendré par l'existence d'écart de température), dérivé de l'entreposage E-EV-SE de La Hague, mais avec un plus grand diamètre ; le positionnement vertical sur dalle des colis refroidis par convection forcée, dérivé de l'entreposage actuel des CSD-C, que l'on adapterait au cas de colis HAVL ; et la mise en casemate de béton, dérivée du Nuhoms® des combustibles usés. Les deux dernières solutions, moins bien adaptées à des déchets dégageant de fortes puissances thermiques, conviendraient à des déchets retirés du stockage.

*La Commission constate que l'entreposage des déchets éventuellement retirés d'un stockage est une question qui n'appelle pas une réponse à courte échéance et que sa solution dépend en partie de l'évolution, dont il est difficile de préjuger, du paysage énergétique français dans les trente années à venir. Elle observe que l'Andra y consacre, et doit continuer d'y consacrer, des moyens de recherche suffisants pour apporter en temps voulu les réponses souhaitables.*

## **10.5. COLLOQUE DE REIMS**

L'Andra a contribué à l'organisation à Reims par l'AEN, en décembre 2010, d'un colloque consacré à la réversibilité et à la récupérabilité. Ce colloque a montré que l'Andra se place au premier rang de la réflexion internationale sur la réversibilité.

# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

---

Président : **Jean-Claude DUPLESSY**

Vice-Présidents : **Emmanuel LEDOUX et Maurice LEROY**

Secrétaire général : **Maurice LAURENT**

Conseiller scientifique : **Claire KERBOUL**

Secrétariat administratif : **Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX**

[www.cne2.fr](http://www.cne2.fr)



# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Membres de la Commission Nationale d'Evaluation :

**Jean-Claude DUPLESSY**

**Jean BAECHLER**

**Pierre BEREST**

**Yves BRECHET**

**Frank DECONINCK**

**Hubert DOUBRE\***

**Maurice LAURENT**

**Emmanuel LEDOUX**

**Maurice LEROY**

**Jacques PERCEBOIS**

**François ROURE**

**Claes THEGERSTRÖM**

Conseiller scientifique :

**Claire KERBOUL**

Président honoraire :

**Bernard TISSOT**

Secrétariat administratif :

**Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX**



# COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

---

Président : Jean-Claude DUPLESSY

Vice-Présidents : Emmanuel LEDOUX et Maurice LEROY

Secrétaire général : Maurice LAURENT

Conseiller scientifique : Claire KERBOUL

Secrétariat administratif : Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX

[www.cne2.fr](http://www.cne2.fr)

# NATIONAL ASSESSMENT BOARD

---

FOR RESEARCH AND THE STUDIES INTO THE MANAGEMENT  
OF RADIOACTIVE WASTE AND MATERIALS

*instituted by the law n°2006-739 of June 28, 2006*

## ASSESSMENT REPORT N°5

NOVEMBER 2011

# NATIONAL ASSESSMENT BOARD

---

FOR RESEARCH AND THE STUDIES INTO THE MANAGEMENT  
OF RADIOACTIVE WASTE AND MATERIALS

*instituted by the law n°2006-739 of June 28, 2006*

## ASSESSMENT REPORT N°5

NOVEMBER 2011

# C O N T E N T S

<b>SUMMARY AND CONCLUSIONS</b> .....	<b>1</b>
<b>CNE2 ACTIVITIES</b> .....	<b>4</b>

## Chapter 1 – PARTITIONING AND TRANSMUTATION

<b>1.1. SCIENTIFIC AND TECHNICAL CONTEXT</b> .....	<b>6</b>
<b>1.2. TRANSMUTATION AND MULTI-RECYCLING</b> .....	<b>7</b>
1.2.1. Three important actinides potentially concerned by transmutation.....	7
1.2.1.1. Plutonium.....	7
1.2.1.2. Americium.....	7
1.2.1.3. Curium .....	8
1.2.2. Transmutation rate .....	9
<b>1.3. DEMONSTRATION TOOLS</b> .....	<b>10</b>
<b>1.4. SCENARIOS</b> .....	<b>11</b>
<b>1.5. ASTRID PROTOTYPE</b> .....	<b>12</b>
1.5.1. Core.....	12
1.5.2. Cooling and conversion.....	12
1.5.3. Designs and materials for Astrid .....	13
<b>1.6. REPROCESSING AND FABRICATION OF FUEL</b> .....	<b>14</b>
1.6.1. Experience and lessons learned.....	15
1.6.2. Pilot reprocessing facility for Astrid .....	15
<b>1.7. TRANSMUTATION IN ADS</b> .....	<b>16</b>
<b>1.8. TRANSMUTATION AND DISPOSAL</b> .....	<b>17</b>
1.8.1. Radiotoxicity of the inventory.....	17
1.8.2. Residual thermal power in LLHL waste .....	18
<b>1.9. OTHER SCENARIOS</b> .....	<b>19</b>
<b>1.10. CONCLUSION</b> .....	<b>19</b>

## CHAPTER 2 – DISPOSAL AND STORAGE

<b>2.1.</b>	<b>INTRODUCTION</b> .....	<b>20</b>
<b>2.2.</b>	<b>INVENTORY</b> .....	<b>20</b>
<b>2.3.</b>	<b>ZIRA</b> .....	<b>21</b>
	2.3.1. Contributions of the new 3D geophysics campaign.....	21
	2.3.2. Knowledge of lithostratigraphic variations in the Callovo-Oxfordian layer.....	22
	2.3.3. Knowledge of regional and local hydrogeology .....	23
	2.3.4. Hydrogeological modelling situation .....	23
<b>2.4.</b>	<b>ZIIS – INTEGRATION OF THE STRUCTURES IN THE SURROUNDING LAND AND THE ENVIRONMENT</b> .....	<b>24</b>
	2.4.1. Safety and security constraints.....	25
	2.4.2. Environmental constraints.....	25
	2.4.3. Reversibility constraints .....	26
	2.4.4. Advantages and disadvantages of connecting the bottom to the surface via an inclined drift.....	26
<b>2.5.</b>	<b>MOVING TOWARDS THE CREATION OF A GEOLOGICAL DISPOSAL SITE: THE INDUSTRIAL CENTRE FOR GEOLOGICAL DISPOSAL (CIGEO)</b> .....	<b>27</b>
	2.5.1. Brief analysis of the STI project .....	28
	2.5.2. Design of the Cigeo project draft phase .....	30
	2.5.3. Development of the Cigeo project .....	32
<b>2.6.</b>	<b>SCIENTIFIC WORK</b> .....	<b>32</b>
	2.6.1. Thermodynamics .....	32
	2.6.1.1. Thermal disturbances.....	33
	2.6.1.2. Thermal experimentation.....	34
	2.6.1.3. Thermodynamics and transmutation.....	34
	2.6.1.4. Conclusion.....	34
	2.6.2. Geomechanics .....	35
	2.6.2.1. Excavation-Damaged Zone (EDZ): safety issues .....	35
	2.6.2.2. Tests conducted in the LLHL waste cavities .....	37
	2.6.2.3. Sealing.....	37
	2.6.2.4. Geomechanical modelling and conclusions .....	38
	2.6.3. Underground laboratory experiments .....	38

2.6.3.1. Experiments in the Meuse/Haute-Marne underground laboratory .....	38
2.6.3.2. Experiments aimed at characterising the near field .....	39
2.6.3.3. Experiments aimed at characterising the far field .....	40
<b>2.7. REVERSIBILITY .....</b>	<b>41</b>
2.7.1. Introduction .....	41
2.7.2. Circumstances that may lead to retrieval .....	42
2.7.3. Changes in the cavities and packages during the reversibility period .....	42
2.7.4. Reversibility and storage .....	43
2.7.5. Reversibility exercises .....	44
2.7.6. Conclusions .....	44
<b>2.8. MEMORY OF THE SITE .....</b>	<b>45</b>

## Chapter 3 – INTERNATIONAL OVERVIEW

<b>3.1. DIFFERENT OPTIONS FOR MANAGING LL, IL AND HL WASTE .....</b>	<b>46</b>
<b>3.2. INTERNATIONAL LEGAL CONTEXT .....</b>	<b>47</b>
<b>3.3. RESEARCH LABORATORIES AND UNDERGROUND DISPOSAL FACILITIES .....</b>	<b>48</b>
<b>3.4. SOURCES OF FAST IRRADIATION .....</b>	<b>50</b>
<b>3.5. R&amp;D ON ADS .....</b>	<b>51</b>
<b>3.6. R&amp;D ON DEEP GEOLOGICAL DISPOSAL .....</b>	<b>52</b>
3.6.1. Performance levels of the disposal facility .....	52
3.6.2. Environmental impact of the disposal facility .....	54
3.6.3. Governance and participation of stakeholders .....	55
<b>3.7. NEW TECHNOLOGIES FOR PARTITIONING AND TRANSMUTATION .....</b>	<b>55</b>
3.7.1. R&D on partitioning and transmutation .....	55
3.7.2. Nuclear databases .....	58
3.7.3. Economic and geopolitical aspects .....	58
<b>3.8. EDUCATION, TRAINING AND KNOWLEDGE MANAGEMENT .....</b>	<b>59</b>

**APPENDICES**

**Appendix I – MEMBERS OF THE NATIONAL ASSESSMENT BOARD – NOVEMBER 2011..... i**  
**Appendix II – BODIES HEARD BY CNE2..... ii**  
**Appendix III– LIST OF DOCUMENTS PROVIDED TO THE BOARD..... iv**

## SUMMARY AND CONCLUSIONS

The law provides that long-term management of long-lived, high-level waste comprises two aspects, which are not mutually exclusive: the partitioning and transmutation of the actinides present in spent fuel from nuclear reactors, and the geological disposal of long-lived high- and intermediate-level waste.

### Partitioning and transmutation

Partitioning and transmutation studies are currently being performed in conjunction with research concerning the design of the Astrid<sup>1</sup> prototype 4<sup>th</sup> generation fast nuclear reactor. The scientific and technical feasibility of the partitioning of the various actinides has now been demonstrated. An FNR<sup>2</sup> could, as long as it was paired with a pilot reprocessing facility, be used to test the industrial feasibility of the multi-recycling of plutonium and to demonstrate the possibility of industrial transmutation of minor actinides. The industrial feasibility of multi-recycling of plutonium is crucial to the development of FNRs. It would allow plutonium to be managed as a fissile material resource and not as waste to be placed in a geological disposal facility. The industrial feasibility of the transmutation of minor actinides would enable us to consider new waste management options.

The transmutation of actinides is conceivable with a set of fast neutron reactors, connected to the grid, or with accelerator-driven sub-critical fast neutron reactors (ADS), a possibility which is still being studied.

A set of fast neutron burner reactors generating 430 TWh/year and transmuting americium would require – for constant operation – the manipulation of around 900 tonnes of plutonium and 100 tonnes of americium spread among all the reactors and factories involved in the cycle. These masses are the quantities that would have to be managed at the end of the cycle. By way of comparison, the operation of a set of Mox PWRs<sup>3</sup> supplying the same quantity of electricity would produce increasing masses of plutonium (1,300 tonnes in 2150) that could not be reused in PWRs and would have to be placed in a geological disposal facility.

Currently, French research is being hindered by the absence of a fast neutron reactor accessible to the transmutation research community, which is preventing France's scientific, technical and technological progress in this field from being fully exploited. Yet considerable research efforts are required to demonstrate that Astrid can operate by recycling its own plutonium, and assess the advantages and disadvantages of the different conceivable strategies for transmuting minor actinides.

The Board stresses that scientific logic should not be confused with industrial rationality. The scientific project associated with the Astrid reactor must first of all serve a full R&D programme reviewing the different transmutation strategies, and enable research to be extended to include a full evaluation of the possibilities for industrialisation.

---

<sup>1</sup> Advanced Sodium Technology Reactor for Industrial Demonstration:

<sup>2</sup> Fast neutron reactor.

<sup>3</sup> Pressurised water reactor (thermal-neutron reactor).



## Storage and disposal of radioactive waste

The year 2010-2011 saw a very important stage in the deep geological disposal of radioactive waste, which, after a preparatory R&D phase, is now entering the industrial implementation phase. In September 2010, Andra presented an industrial organisational structure and strategy for the disposal project, named Cigéo (the industrial centre for geological disposal).

Yet the waste producers - EDF, Areva and the CEA - have proposed alternative design options for this structure, compiled in a dossier entitled 'STI', which was submitted to Andra in November 2010. As the Opecst has underlined, this work by producers, "*undertaken outside of the cooperation frameworks provided by law*"<sup>4</sup> seems to have been primarily motivated by Andra's announcement of a considerable increase in the estimated cost of the deep geological disposal project. The Board would remind readers that the law of 28 June 2006 entrusts Andra with the task of "*designing, locating, creating and managing [...] disposal facilities for radioactive waste...*"<sup>5</sup>

The Board believes that the work done by the producers contains technical elements worthy of examination. Their overall architecture proposal is part of a cost-cutting approach, but this project is not as good as Andra's 2009 project with regard to the priority objective of achieving the lowest possible radiological impact, compatible with technical and economic conditions.

The DGEC<sup>6</sup> asked Andra to assess the producers' proposals, and in April 2011 it implemented a review of the Cigeo project. This review aimed, before the launch of any call for tenders from contractors, to formulate an opinion on the robustness of the industrial programme, and to stipulate the potential disposal specifications and the avenues for technical and economic optimisation to be explored.

On 11 October 2011, Andra presented the Board with the document "Requirements applicable to the Cigeo project", which gives the specifications for the draft design of the disposal facility, as well as the technical specifications. Andra stated that it had "*opted to select a prime contractor for engineering studies for the period 2011-2017*" and underlined that the prime contractor must provide "*an architectural, technical and economic response*" (see Cigeo.SP. ADPG.11.0020.B).

Andra, the project owner, therefore decided, after the review of the Cigeo project, to proceed to a call for tenders with a view to entrusting the "*project management of the system*" to an external company. The Board has not had time to analyse in detail the content of the call for tenders or the form of governance of the project created by the contracting process. However, it is worried that, without having included an explicit abstract model in its call for tenders, Andra has delegated the "*project management of the system*" to an external company which will be responsible for finalising the detailed draft of the first disposal unit, the methods to be used and the costing of implementation, all in less than a year. The Board would ask Andra to assume fully all the responsibilities assigned to it by the law.

---

<sup>4</sup> See Opecst report of 19 January 2011 "Nuclear Waste: beware the paradox of tranquility".

<sup>5</sup> Ditto.

<sup>6</sup> The Directorate-General for Energy and Climate Change, part of the French Ministry of Ecology.

Andra produced the 2005 and 2009 reports and the Zira<sup>7</sup> proposal. The transition from an R&D-based approach to industrial implementation is generating new difficulties. The Board would also like to underline the fact that the producers (EDF, CEA and Areva) have, over many years, developed great expertise in nuclear facilities, underground structures and the management of the related risks. The Board recommends that the producers should be involved throughout the implementation of the industrial project, and that their contribution should be put to good use, through a process yet to be implemented, in which Andra would keep all its prerogatives as project owner.

The Board would remind readers that in less than twelve months, the preparatory file for the public debate is due to be published, bringing to public attention the essential elements of the project, notably the disposal system, the reversibility conditions, the layout of the surface facilities, the shafts and the inclined drifts, the inventory of waste to be placed in the disposal facility and the estimated cost of the facility following the submission of the Court of Auditors' report on the cost of nuclear power.<sup>8</sup>

### International dimension

The Board takes a favourable view of the international dimension of much of the research done by Andra, the CEA and the CNRS. It particularly appreciated the importance accorded to this dimension at the hearings.

Four countries (China, India, Japan and Russia) are developing FNR projects.

The Euratom directive of 19 July 2011 concluded that *"at this time, deep geological disposal represents the safest and most sustainable option"*.

Three countries are scheduled to open a deep geological disposal facility for long-lived high-level radioactive waste in 2025: Finland, France and Sweden. In Sweden, SKB submitted a planning permission application in March 2011. Sweden is the first country to reach this stage.

---

<sup>7</sup> Zone of interest for further investigation.

<sup>8</sup> PNGMDR report 2010-2012, p. 97.

## CNE2 ACTIVITIES

The period from July 2010 to October 2011 is CNE2's fourth full year of activity and forms the subject of this, its fifth report. Between the end of June and December 2010, the Board presented report no. 4 to various organisations, including the Opecst and ministerial departments. A Board delegation visited Bar-le-Duc to present this work to the members of the CLIS (local information and monitoring council) of Meuse/Haute-Marne.

\* \* \*

This fourth year also saw half of the Board's members replaced in July 2010 (see *Appendix I*). Visits and special work sessions were held for newly appointed members with the help of Andra and the CEA.

\* \* \*

The Board followed the same working method used in previous years. Members of the Board, all of them volunteers, conducted 13 hearings. These included 8 full-day sessions in Paris and 2 at the Meuse/Haute-Marne laboratory at Bure/Saudron, in addition to other supplementary meetings. They received 88 people from Andra, the CEA and academic and industrial institutions in France and abroad. These hearings, each of which brought together an average of around 50 people, were also attended by representatives of the French Nuclear Safety Authority (ASN), AREVA, EDF, the Radiation Protection and Nuclear Safety Institute (IRSN), and the Central Administration. The Board spent half a day hearing about the various theoretical research actions of the CNRS Pacen<sup>9</sup> programme.

4

This year, the Board visited the Stocamine site, as well as the Masurca and Leca-Star facilities at the CEA in Cadarache.

During a research visit to Germany, the Board visited the Asse and Gorleben sites. At the Bundestag, it met with two MPs from the German Green Party ("Die Grünen"). They reminded us that they consider deep geological disposal of nuclear waste as the best solution. Their current concern is finding one or more sites of good geological quality to use for disposal. They see the Gorleben site as a possible candidate where scientific studies should be pursued.

To prepare this report, the Board held a 2-day pre-seminar session during its visit to the CEA in Cadarache, and 4 internal meetings, one of which was a 5-day residential seminar. A list of the Board's hearings and visits is provided in *Appendix II* of this report. A list of the documents it has received from the organisations it heard is given in *Appendix III*.

\* \* \*

---

<sup>9</sup> Programme on the downstream part of the cycle and nuclear energy production.

This report is organised to reflect the two complementary aspects of R&D on the management of radioactive waste and materials: partitioning and transmutation (*see chapter 1*), and the storage and disposal of LLHL<sup>10</sup> and LLIL<sup>11</sup> waste (*see chapter 2*). This year, the Board decided to go into detail on the subject of the potential impact of transmutation of actinides on the disposal of the waste produced in the future, in a set of reactors suitable for multirecycling. This question is dealt with in two chapters of the report.

The Board continues to observe the overall international situation (*see chapter 3*), and this year devoted an entire hearing to the different visions of the nuclear cycle held throughout the world. This hearing took place a few weeks before the accident in Fukushima.

\* \* \*

---

<sup>10</sup> Long-lived high-level waste.

<sup>11</sup> Long-lived intermediate-level waste.

## Chapter 1

### PARTITIONING & TRANSMUTATION

#### 1.1. SCIENTIFIC AND TECHNICAL CONTEXT

How can the management of radioactive materials and waste be optimised? One possible route is to transmute the long-lived radionuclides that they contain, in order to reduce the duration of their radiotoxicity. The law of 28 June 2006 provides that *"The corresponding research and development [on partitioning and transmutation] is being conducted in relation with that conducted on the new generations of nuclear reactors mentioned in article 5 of law 2005-781 of 13 July 2005 on the programme setting the orientation of energy policy, as well as that conducted on accelerator-driven reactors dedicated to waste transmutation, so that we will have an assessment of the industrial prospects of these technologies in 2012 and we will be able to put into operation a prototype facility before 31 December 2020"*

Indeed, the long-lived radionuclides contained in the waste are responsible for the persistence of radioactivity for hundreds of thousands or even millions of years. Reducing the quantity of these radionuclides in the waste may therefore create greater scope to reduce the "source" term, improve the safety of the disposal facility, and significantly reduce its duration and even its area. These points should not be neglected, particularly with regard to acceptability, insofar as radioactivity should decrease considerably. However, they have significant implications for the industrial strategy, both on the type of reactors to be implemented and on the time of their implementation.

The R&D conducted in several countries, particularly in France, has shown that the partitioning and transmutation strategy could only be effectively implemented by recycling plutonium and all or some of the minor actinides in fast neutron reactors (FNRs).

We can show that, if we were to recycle the plutonium and minor actinides, it would only take 500 years for the radioactivity of the waste generated by the reactors to return to the level of the natural uranium used as the fuel.

If we were to exclude plutonium, americium and curium from the waste, the thermal power of the waste to be disposed of would become much lower after approximately a century of storage.

The implementation of such a strategy, with the knowledge we have at present, would lead to heavier and more complex assemblies than those currently used: in particular, there would be a noticeable increase in the number of steps in the cycle operations and in radiation protection requirements. It would also still be necessary to make an economic assessment of this new approach.

All these studies remain theoretical, or are based on experimentation conducted on research reactors; industrial feasibility must be examined with the aim of optimising the nature of the final waste to be disposed of. The construction of a prototype fast neutron reactor, such as Astrid, is provided for in the abovementioned law. Such a prototype should allow some of the necessary studies to be performed.

*The Board considers that the research efforts already undertaken must be maintained and deepened. If this condition is met, the deployment decisions to be taken between 2030-2040 on future reactors, cycle plants, storage and disposal can then be based on the best scientific and technical studies.*

This chapter presents the main lessons learned from the R&D work led by the CEA as part of numerous partnerships (Andra, Areva, CNRS, EDF, foreign institutions, etc), as well as the questions currently being asked.

## **1.2. TRANSMUTATION AND MULTI-RECYCLING**

The question that arises is whether a reactor capable of transmutation (e.g. an FNR or an ADS<sup>12</sup>) actually consumes all of the actinides it produces. Such a closed cycle presupposes that the reactor is supplied with fissile material produced by the reactor itself, after reprocessing to extract the material and reconditioning it as a fuel (see report n° 4).

The scientific feasibility of transmutation has been proven by the analysis of a few fuel pins containing minor actinides, irradiated in various European reactors (Phénix, Halden, Petten). But the capacity of a transmuted system to burn all the actinides it produces has not yet been proven.

In France today, plutonium is partially recycled in PWRs, using Mox<sup>13</sup> fuels that allow a fraction of the plutonium produced to be burned<sup>14</sup>. These fuels are then stored pending reprocessing or disposal, but they still contain high proportions of plutonium and minor actinides.

### **1.2.1. Three important actinides potentially concerned by transmutation**

#### **1.2.1.1. Plutonium**

Plutonium 239, a fissile nucleus, is produced from uranium 238 (a non-fissile nucleus) by neutron capture. Plutonium can therefore be the fissile material for a set of fast neutron reactors, which would eliminate France's dependency on uranium resources for several centuries.

#### **1.2.1.2. Americium**

Americium 241 is, like plutonium, produced in the reactor, or results from the  $\beta$  decay of plutonium 241. Americium has two important properties:

---

<sup>12</sup> Accelerator Driven System - The subcritical systems devoted to transmutation are controlled by an accelerator, and include three components: a linear accelerator, a spallation target, and a subcritical nuclear reactor.

<sup>13</sup> Mixed oxides of uranium and plutonium.

<sup>14</sup> Approximately 3 tonnes/year out of the 10 tonnes/year produced.

- It makes a significant contribution to the radiotoxicity of waste packages from the current set of reactors (PWR);
- It makes a significant contribution to heat production by the waste packages, which means special spacing and geometry are required to reduce the maximum temperature in the disposal facility.

### 1.2.1.3. Curium

Curium is produced from americium by neutron capture. It too contributes to the radiotoxicity and heat production of the waste packages.

Curium essentially contains 5 isotopes, the masses of which range from 242 to 246. Only the higher isotopes are long-lived radionuclides, but the decay process of all the isotopes contains a long-lived, or very-long-lived, radionuclide. Due to their short radioactive half-life,  $^{242}\text{Cm}$  (163 days) and, to a lesser extent,  $^{244}\text{Cm}$  (18.1 years) are highly radioactive and have a high thermal power. Furthermore, the even isotopes of curium are also prone to spontaneous fission and are considerable neutron emitters. All these characteristics make manipulating curium particularly tricky.

The different curium isotopes are produced by successive neutron captures from americium, itself formed from plutonium. This means that curium production is all the higher, because it has more precursors: this is particularly true of fuels with plutonium (Mox) or fuels with a high americium content (CCAm<sup>15</sup>).

The partitioning processes developed at the CEA are sufficiently flexible and sophisticated to enable 'grouped' partitioning of minor actinides (Coex<sup>16</sup> process) or indeed to isolate each element and in particular americium and curium.

The transmutation of curium alone would make it possible to:

- Reduce its presence in waste. However, this reduction is of little significance when compared to the inventory of other actinides present. Conversely, the inventory of curium in the cycle increases, while remaining low compared to the levels of other minor actinides, and even more so compared to plutonium levels;
- Bring about a ten-fold reduction in package radiotoxicity over the period from 1,000-10,000 years;
- Reduce the thermal power and thus allow denser concentrations of disposal packages. However, while this is true for packages stored for 70 years prior to disposal, the benefit would disappear almost entirely after storage for 120 years, insofar as the thermal component has by this time practically disappeared naturally;
- Bring about a 15-fold reduction in the  $\alpha$  decay dose received by the glass in disposal conditions. Nevertheless, this has no consequences on the number of packages produced, since this dose is already significantly lower than the current limit.

<sup>15</sup> Americium-rich blanket fuels.

<sup>16</sup> A process for co-extracting all minor actinides.

However, the curium's neutron emissions necessitate reinforced radiation protection systems; the thermodynamics and the criticality risks<sup>17</sup> make fuel fabrication and transport operations difficult if curium alone is to be manipulated.

*These various observations lead us to believe that the disadvantages of transmuting curium significantly outweigh its advantages. In addition to considerable technical difficulties, there is a need to provide specific protection for staff.*

*Therefore, given the current technical approach to transmutation, the method is not conceivable for curium, unless new scientific and technical advances are made.*

The rest of the presentation will therefore focus on the major actinide, plutonium, and the minor actinide, americium, both of which are of interest in relation to a partitioning and transmutation strategy.

### 1.2.2. Transmutation rate

The transmuting system (FNR or ADS) consumes actinides at the same time as producing them. In a set of FNRs operating for several decades, the inventory of actinides stabilises. The efficiency of transmutation, and therefore the level of stabilisation, depends on the neutron flux in the system and the transmutation cross-sections.

9

---

The first-order parameter influencing the efficiency and the rate of transmutation is the available neutron flux. This explains the importance of the geometry of the "reactor and transmutation targets" system.

The greatest degree of efficiency would be achieved by placing the actinides at the centre of the reactor core, where the neutron flux is the greatest, but this is not a configuration in which it is possible to control an FNR in a safe way. Two configurations are therefore being studied: homogenous mode and heterogeneous mode. Homogenous mode corresponds to the dilution of a low quantity (3 to 5 %) of minor actinides in all of the reactor's fuel elements. Heterogeneous mode is a configuration in which the reactor core remains unchanged, but assemblies with a high minor-actinide content (at least 10%) are positioned around it (CCAM<sup>18</sup> concept). This last option offers the advantage of not disturbing the classic core configuration. It allows higher minor-actinide content, but it is less favourable in terms of neutron flux.

The number of cycles depends on the efficiency of the system. The duration of the cycle is determined by the time spent in the reactor, plus the fuel processing time (extraction of fission products for vitrification and actinides for fabrication of new fuels); it is approximately 14 years for homogeneous mode and 21 years for heterogeneous mode.

---

<sup>17</sup> For example, 59 g for curium 245.

<sup>18</sup> Blanket fuels with a high minor-actinide content.



*Whatever the technology implemented, transmutation is a slow process. Several decades would be required to stabilise the inventory of plutonium and minor actinides in the cycle. But this stabilisation is possible.*

*The same reasoning applies to all actinides: plutonium and minor actinides. But in reality, the option of transmuting minor actinides to improve the radiotoxicity of waste only makes sense if we are planning first to manage the plutonium, the quantities of which are ten times larger than those of minor actinides.*

### **1.3. DEMONSTRATION TOOLS**

The R&D led by the CEA in partnership with EDF and Areva is based on scenario analysis, the development of a programme called Astrid, including the prototype and the associated installations, and finally, a study of the impact of transmutation on disposal.

The Astrid prototype is the master facility of the system, which will allow full-scale transmutation demonstrations to be performed. This prototype is a sodium-cooled fast neutron power reactor, incorporating lessons learned from Phénix and Superphénix, but meeting 4th generation criteria.

*As it has stated in its two previous reports, the Board considers that there is an urgent need to have a fast neutron reactor accessible to the scientific community studying transmutation.*

---

10

In its last report, the Board also drew attention to the need for a pilot reprocessing facility associated with Astrid, which would be the only way of demonstrating that the reactor could be powered by its own waste. Astrid and the associated pilot reprocessing facility constitute a system for demonstrating the capacity of a transmuting system to burn the actinides it produces.

*Worldwide, several scientific teams are studying the transmutation of plutonium and minor actinides in FNRs (see chapter III of this report). The Board would stress that sustained research efforts are vital to enable France to preserve its scientific and technical lead.*

The different aspects of the R&D led by the CEA, in cooperation or partnership with Andra, Areva and EDF, will be examined below.

## 1.4. SCENARIOS

As part of the Astrid programme, case studies are being developed jointly by the CEA, EDF and Areva. These make it possible to establish a methodology for estimating the amount of radioactive waste and materials produced by a set of power plants generating 430 TWh/year (equivalent to the French reactor base), where all figures constitute orders of magnitude.

One possible scenario is the gradual replacement of the current PWR base with fast neutron reactors to reduce waste generation, which involves studying the transition from 3<sup>rd</sup> generation to 4th generation reactors and the new type of waste associated with them.

In a study conducted by the CEA, EDF and Areva, three versions of a 430 TWh/year power plant base have been examined in detail:

- A reactor base composed of PWRs, which each year would produce 10 tonnes of plutonium, 1 tonne of minor actinides and 7,000 tonnes of depleted uranium from the enrichment of uranium 238. The operation of such a base would lead by 2150 to the accumulation of approximately 1,900 tonnes of plutonium.
- A reactor base composed of PWRs using Mox (mono-recycling of plutonium), which reduces plutonium flux. This would lead by 2150 to the accumulation of approximately 1,300 tonnes of plutonium.
- A reactor base composed of FNRs, which each year would produce 2 tonnes of minor actinides and would require 50 tonnes of depleted uranium. This base would use multi-recycling of plutonium and would enable use of depleted uranium, in small quantities given the existing stock of over 220,000 tonnes. It would make it possible to do without the uranium 235 enrichment operation. It would lead by 2150 to the stabilisation of the plutonium inventory at 900 tonnes.

The first two scenarios use reactors for which the technology is mature. However, they do involve the continuation of the mining industry and of uranium 235 enrichment operations. If we continue this strategy, the plutonium from the spent fuel will be a form of waste that continues to accumulate. Ultimately, the glass packages used for disposal would contain plutonium.

The third scenario uses technology that is more innovative but based on experience feedback from the FNRs. It no longer requires uranium 235 enrichment. The stock of 900 tonnes of plutonium produced constitutes a continually recyclable resource for however long the technology is used, even if it is used for several centuries. This stock will then have to be managed as waste.

A scenario that has not yet been presented is the possibility of an early abandonment of nuclear power, which would raise the question of how to manage all nuclear materials, which would, de facto, become waste.

*For the Board, analysis of these scenarios demonstrates the need to adopt a very long-term approach when devising an industrial nuclear strategy. FNR technology makes sense as part of a strategy involving the continued use of nuclear power with a focus on saving resources and reducing waste.*

## **1.5. ASTRID PROTOTYPE**

To demonstrate industrial feasibility, two simultaneous uses of the Astrid fast neutron reactor must have been validated:

- Power-generating reactor: The irradiated fuel from the reactor core must undergo, in full-scale conditions, the following phases: dissolution, partitioning of the various elements, and recycling of the plutonium, to which depleted uranium will be added to make the fuel for the new core.
- Reactor for transmutation: The americium must be isolated in the partitioning phase, and conditioned in order to fabricate the appropriate fuel, depending on whether transmutation is performed in homogenous mode (a few % of americium) or heterogeneous mode (around 10% of americium).

This reactor is designed to develop a power of 600 MWe in its power-generating version. It benefits from the experience acquired with the Phénix and Superphénix reactors, as well as the R&D undertaken worldwide as part of the GEN IV forum

### **1.5.1. Core**

Significant progress has been made on safety through a new core design which ensures improved behaviour in accident conditions leading to heating of the core as a whole. In particular, the reactivity coefficient during expansion of the sodium is negative in the event of a general pressure drop in the primary cooling circuit, which, if there were to be generalised boiling of the coolant, would result in a negative vacuum effect overall.

This new difference from standard cores<sup>19</sup> seems likely to be extrapolated to high-power cores. The first studies of transient accident conditions with a loss of flow or cold source, without emergency shutdown, show that the natural behaviour of the core is favourable. These potentially useful characteristics remain to be confirmed in the rest of the studies.

### **1.5.2. Cooling and conversion**

The innovations concerning cooling and conversion circuits aim to improve safety by partially or totally avoiding contact between sodium and water in accident conditions. Two approaches are being explored:

---

<sup>19</sup> The three partners (CEA, EDF and Areva) filed a patent in 2010.

- ‘Segmented’ water-sodium exchangers which, in the event of a break in the circuit, would limit the extension and spread of a fire and make it possible to halt it.
- An intermediate circuit between the sodium secondary cooling system and the water system. This intermediate circuit could be a gas circuit (helium/nitrogen) or a molten-metal circuit (lead/bismuth).

These intermediate circuits are designed so that they can be added later to the current Astrid ‘sodium-sodium-water’ prototype without necessarily causing delays in the construction of the whole, provided that the thermodynamic cycle is chosen sufficiently early.

### 1.5.3. Designs and materials for Astrid

The design of Astrid represents a compromise between an industrial electricity-generating prototype, a reactor for testing transmutation options, and a reactor for irradiating materials. This need to achieve both the flexibility required of reactors for research on innovative options, and the reliability expected from an electricity-generating facility, imposes a complex set of specifications, and the choice of a 600 MWe power range with design choices that can be extrapolated to 1,500 MWe.

The design choices are based on feedback from FNRs in France (integrated concept), and on innovations motivated by the need to improve safety. The corium collector is directly inspired by the EPRs. Phénix’s sodium/water exchangers are replaced with sodium/sodium/water exchangers, which should in principle avoid radiological pollution if there is interaction between the sodium and the water. As we saw in paragraph 1.5.2., these exchangers may develop into sodium/sodium/gas exchangers without any major ‘redesign’ or change in materials, which in any case would not be possible given the current time restrictions. The selected output temperature of 550°C makes it possible to choose traditional materials (316L(N) and 304L stainless steels and Cr-Mo steels). The engineers’ efforts on the operation (handling of assemblies to minimise downtime, inspectability of structures in a sodium environment) and organisation of the programme, with CEA as the prime contractor and clearly defined contributions from EDF and Areva, give the project a good structure, which is absolutely suited to the development of a prototype.

Sodium, chosen as a coolant in the core and the primary circuit, does not cause very much chemical damage to the materials: this type of reactor is virtually free from radiation and stress corrosion, a problem on PWRs, particularly for reactor vessel internals. The secondary cooling system and the steam exchangers have similar specifications to those of the PWRs: we can draw on past experience with confidence. Given the very tight deadlines for producing a prototype, the selection of proven materials seems very wise.

The choice of the structural materials that will initially be used in Astrid is based on experience acquired on the various FNRs that have operated in the past. The innovative solutions, notably in the cladding materials, require new studies, particularly in respect of their behaviour when exposed to irradiation.

The structural ageing problems that are central to the materials issues concerning the current reactor base must be anticipated for the FNRs. Studies may be based partly on experience acquired on PWR components made of 316 and 304 steels (reactor vessel internals materials). However, the irradiation conditions in the FNRs are noticeably different from those in the PWRs,

and the irradiation behaviour of 316 stainless steels and, to an even greater extent, the cladding materials (Ferritic-martensitic, ODS<sup>20</sup>) may be different. The studies may not be based solely on expertise already acquired. These in-depth studies must be part of the Astrid mission. It would be wise to include control samples in the design of Astrid to enable the ageing of the reactor vessel to be monitored. Research must be pursued in terms of design and innovation.

*The Board considers it vital that not only the design choices but also the effective operation of the reactor should allow the reactor to be used as a tool for research on materials and transmutation, and that this aspect of Astrid's function should not be overshadowed by the need to have an energy-generating prototype reactor.*

*The presentations made demonstrate convincing engineering work and outline a project that appears to be realistic. The Board requests that the industrial development plan for Astrid should be presented to it. This plan must clearly detail the existence and availability of manufacturing facilities, as well as the schedule and the lead-times required by the various participants to make the Astrid components within a reasonable timeframe.*

*The Board reminds readers of the need to have Astrid ready as close as possible to the deadline set and that any delay is likely to result in a loss of competencies. It would also underline that the scientific programme, of which the Astrid reactor will be the main tool, must contain a considerable research dimension. This is vital in order to achieve the innovations necessary for this type of reactor.*

## **1.6. REPROCESSING AND FABRICATION OF FUEL**

In order to validate the multi-recycling of the actinides in a fast neutron reactor, we will require the Astrid reactor and a pilot reprocessing facility to enable us to test the different operations linked to the recycling of plutonium and americium, after irradiation of the fuel.

Indeed, beyond the physics in the reactor core, if we want to implement and assess the technical feasibility of transmutation, it is necessary to perform and validate several successive operations concerning the chemistry of the solutions, partitioning sciences and material sciences. The aim is to demonstrate that we can master dissolution of the irradiated fuel, partitioning of the different elements, then reconditioning of the plutonium and the actinides in the form of a fuel with a much higher actinide content than PWR fuels. The aim of a pilot reprocessing facility, as recommended by the Board in its previous report, is to be able to test all the operations that an irradiated fuel from Astrid must undergo in order to demonstrate that it is industrially possible to recycle plutonium, i.e. to shape the actinides with a view to their transmutation so that ultimately Astrid can be fuelled by its own actinides.

---

<sup>20</sup> Ferritic steel strengthened through oxide dispersion.

### 1.6.1. Experience and lessons learned

The programme underway at the CEA, which is due to continue until 2013, has already validated the leaching of 4 kg of irradiated fuel. The stages of concentration of the raffinates that will enable implementation of the AmEx<sup>21</sup> process for the partitioning and conditioning of americium are still in progress. Several major operations have already been validated:

- Process durability: Irradiation tests on the extraction systems lasting 1,000 hours (simulating 1 to 2 years of operations) in an irradiation loop *show the stability of the various components*;
- Process control: *The use of direct spectrophotometry (americium, neodymium) in the lab enables monitoring and control of the process*;
- Co-conversion tests on minor U-actinides (synthesised solutions): the aim is to recondition the minor actinides, and the tests result in products with the good characteristics required.

*The scientific feasibility of the operations to partition the uranium, the plutonium, the fission products and the actinides has been validated. In-depth research has resulted in the creation of molecules capable of specifically recognising uranium, plutonium, neptunium, americium and curium, and withstanding radiolysis<sup>22</sup>. Several processes have been developed for choosing the metal groups or elements to be partitioned using the solution obtained via leaching of the irradiated fuel.*

*The Board would like to stress the importance of the knowledge acquired by the CEA through all of the R&D it has conducted on the subject of partitioning. The trickiest issue that remains to be resolved is the industrialisation of online analysis, necessitating the development of sensors and probes.*

### 1.6.2. Pilot reprocessing facility for Astrid

In order to establish the industrial feasibility of irradiated fuel management, and the capacity of the reactor to be fuelled by its own actinides, it will be necessary to test the performance levels of a full reprocessing chain including partitioning and fabrication, on a scale bigger than that of lab trials.

---

<sup>21</sup> AMericium EXtraction.

<sup>22</sup> Decomposition of a chemical body by ionising radiation.

A pilot reprocessing facility must enable the management of actinide concentrations that are noticeably higher than those encountered during the reprocessing of irradiated fuel from the current PWRs. It must also demonstrate that americium can undergo appropriate processing for its conditioning and transmutation. Indeed, based on 'non-traditional' assemblies with a high minor-actinide content (at least 10%), the management of americium-rich blanket fuels (CCAm) is necessarily separate from that of the core. In addition, as they are subjected to a lesser flux due to their peripheral location, the CCAm assemblies must remain in the reactor for much longer than in homogenous mode. This brings about an increase in the inventory of minor actinides.

With regard to the plutonium, partitioning should be optimised so that the vitrified waste from reprocessing of the spent fuel from an FNR only contains very low quantities of plutonium. This is technically possible with the processes developed if the number of stages in the partitioning unit is adjusted so as to obtain the desired content at the end.

*The usefulness of an industrial strategy based on Astrid cannot be totally established without a pilot reprocessing facility (see CNE2 report n° 4), a fuel fabrication unit and a specific line for managing reprocessing of the high-content blanket fuels.*

*The CEA seems to have understood this, but it would be advisable to ensure that the idea is, in practice, implemented in conditions that allow industrially representative quantities of minor actinides to be managed (a few kg of americium).*

## 1.7. TRANSMUTATION IN ADS<sup>23</sup>

The subcritical systems devoted to transmutation are controlled by the ADS accelerator and include three components: a linear accelerator, a spallation target, and a subcritical nuclear reactor.

Transmutation is carried out in a specific system, not connected to the electricity-generating reactor. In principle, the core in subcritical mode enables a high minor-actinide content. To operate, as it is subcritical, the reactor must be supplied with neutrons by an external source composed of a proton accelerator and a spallation target.

Such a system is technologically very complex and many uncertainties remain to be resolved with regard to its feasibility and the control of its safety. R&D on the ADS is being undertaken as part of the European programme Eurotrans, but to date there is still no experience feedback about this type of machine.

*The Board notes the considerable research efforts made by CNRS-Pacen concerning the accelerator and the beam, as well as the CEA's work on the fuel (with a high actinide content) and the materials. The other technological research is mainly being done outside of France as part of European or national programmes.*

---

<sup>23</sup> Accelerator-Driven System.

## 1.8. TRANSMUTATION AND DISPOSAL

The benefits of reducing the quantity of minor actinides in the waste can be assessed using at least two criteria: the radiotoxicity of the inventory and the area occupied by the disposal site. Andra, in partnership with the CEA, has presented a study of a number of scenarios to estimate the impact of transmutation on the disposal facilities that would be implemented for a new set of nuclear power reactors in geological conditions similar to those found in Meuse/Haute-Marne.

### 1.8.1. Radiotoxicity of the inventory

The radiotoxicity of the inventory characterises the intrinsic harmfulness of the waste. It is defined as the dose that would be received in the event of internal exposure to all the radioactive material contained in the waste (source term).

In a favourable theoretical scenario in which only fission products could be disposed of – after partitioning and transmutation of all the actinides (plutonium and minor actinides) - ingestion radiotoxicity would be reduced by one or two orders of magnitude, after 500 years.

If only americium were to be transmuted, we would achieve a reduction of one order of magnitude during the first millennium, but this reduction would then be tempered due to the plutonium 240 produced by the radioactive decay of curium 244.

With no change in electricity production, the transition to a reactor base composed entirely of FNRs cannot be made without building up a stock of plutonium from pressurised-water reactors (existing or to be built), the waste from which would be glass packages identical to those in the current inventory. Consequently, by 2150, for example, when the entire reactor base would be made up of FNRs, as the minor actinides from this PWR waste will not have been recycled, the radiotoxicity of the waste generated would remain close to the level achieved without transmutation.

*In any case, unless we can eliminate all actinides (including plutonium) from the waste, the improvement in radiotoxicity remains modest, due firstly to the waste already produced without transmutation and secondly to the presence of some very long-lived actinides.*

Andra has shown high retention of actinides in a reducing geological environment. Consequently, in such an environment, the dosimetric impact of the actinides is nil. The transmutation of the actinides would therefore have no influence on the radiological impact of the disposal facility, unless there were to be an intrusion.



### 1.8.2. Residual thermal power in LLHL waste

The residual thermal power in LLHL waste after reprocessing and storage causes a rise in temperature in the disposal facility. The long-term safety conditions have led Andra to calculate a temperature limit of 90°C in contact with the rock.

The fission products (caesium 137 and strontium 90) make a significant contribution for 120 years. Beyond that, the thermal power of the LLHL waste packages is essentially due to americium 241. This is why transmutation of the americium, and a storage period sufficient to allow the power of the fission products and the curium to decrease, could bring about a reduction in the area of the underground disposal facility.

In comparison to the scenario in which the LLHL waste packages produced by the FNR reactor base contain fission products and minor actinides (but do not contain plutonium, like the current glass packages), the transmutation of americium alone would offer the following advantages:

- A reduction of a factor of 2 to 2.5 in the area of the disposal facility for LLHL waste and a 30% reduction in excavated volume, after 70 years' storage;
- A reduction of a factor of 4.6 in the area of the disposal facility for LLHL waste and a 50 % reduction in excavated volume, after 120 years' storage;

There is therefore a significant gain in terms of the area and the excavated volume, even in the case of transmutation of americium alone. However, this gain is limited to the LLHL waste disposal facility. It should also be noted that simply increasing the storage period of the packages only reduces the area of the LLHL waste disposal site by 23%. Americium 243 has a half-life of more than 7,300 years, which slows down the reduction in heat emissions and limits the possibility of reducing the size of the disposal site.

The transmutation of americium also makes it possible to reduce the duration of the thermal phase – the period during which the interface between the steel and the rock is at a temperature of more than 50 °C - from 2300 years to fewer than 200 years.

*While partitioning and transmutation of americium only does have an impact on future disposal, given its contribution to the thermal load of the disposal facility, the Board notes that this impact only concerns the area of the disposal site and the volumes excavated. It would stress that the future disposal site could require new designs so as to be better able to take advantage of the possibilities offered by transmutation.*

*Theoretically, as the minor actinides remain immobilised in clay with reducing properties, leaving them in the disposal facility does not present any major disadvantages from the point of view of the safety calculations, except in the event of human intrusion. However, the significant reduction in the required area, the reduction in the excavated volumes and the reduction in radiotoxicity for part of the source term constitute quite marked advantages and merit consideration by decision makers.*

## 1.9. OTHER SCENARIOS

To date, the management of plutonium in the event of continued electricity generation by PWR-type reactors, as well as the management of depleted uranium, have not been taken into account in the envisaged disposal projects.

Other scenarios should also be explored:

- Would it be wise to condition the americium and curium in isolation so as to dispose of them in a specific compartment? This would lead to disposal of fission products only, reducing the area of the disposal site, the radioactivity of which would, after a few centuries, return to the radioactivity level of a uranium ore. This scenario would mean studying the specific conditioning of the actinides using knowledge acquired during the development of matrices for transmutation on Phénix, HFR, and Halden. To give you an idea, a few tonnes of minor actinides are currently produced in Europe each year.
- Must spent fuel be reprocessed after a short time in storage? The significant decrease in the quantity of americium would have a considerable impact on the thermodynamics of the waste and therefore on the size of the disposal site ('endogenous' transmutation as it would take place before the actinide decay process).

*The Board would like the CEA to present it with a research strategy for exploring the reprocessing of spent fuel after the shortest possible storage time.*

*In conclusion, the issue of the impact of partitioning and transmutation on a future disposal site raises questions relating to the new flows of materials and waste to be considered. In this context, thought should be given, without any preconceptions, to optimisation of use, in the light of the different options that, as we can clearly see, significantly affect the space and time parameters of the disposal site.*

## 1.10. CONCLUSION

*Partitioning and transmutation only makes sense if it is first applied to plutonium with the implementation of FNRs. The partitioning and transmutation of minor actinides is scientifically possible. It is feasible for americium, and very difficult for curium. This partitioning and transmutation offers a number of advantages, including a reduction in the radiotoxicity of the waste and the size of the disposal site, and may help with public acceptance.*

*In the decision to be made by the legislator regarding the appropriateness of this strategy, these facts must be weighed up against the technological difficulties and the probable additional costs.*

## Chapter 2

### DISPOSAL AND STORAGE

#### 2.1. INTRODUCTION

To produce this report, the Board worked with the disposal concept established by the 2005 Report and expanded upon in the 2009 Report, which was the result of a coherent scientific and technical approach.

The results of its assessment, within this framework, are presented in chapter 2 of this report through the following points: the design inventory for the geological disposal facility, the Zira<sup>24</sup>, the surface installation areas (ZIS), the scientific work (thermodynamics, geomechanics, underground laboratory experiments), reversibility, and finally the memory of the disposal site. Furthermore, based on the documents received at the end of the period (from June to October), the Board gives a brief initial analysis of Andra's Cigeo<sup>25</sup> project.

The recent events in Japan have drawn attention to the particular sensitivity of surface storage facilities, particularly pits. The Board has made plans to analyse in 2012 the studies undertaken by the waste producers on the storage conditions planned for their respective sites.

#### 2.2. INVENTORY

20

---

The waste that it is currently planned to handle in geological disposal is long-lived intermediate- and high-level waste produced by the current reactor base. A list will be established in a document entitled 'Industrial Waste Management Programme' (PIGD), produced by Andra using the data provided by producers. It must include an overall inventory established for a precise scope fixed until the submission of the Dac<sup>26</sup>. It will include space for future expansion in order to take into account uncertainties in the inventory and uncertain production of certain types of waste.

The waste package flow management system will be used for storage at the Cigeo site that could replace that of the producers, but only for 'buffer' storage for waste packages that will be disposed of 'just in time'. Provisional timelines for delivery of the packages will be established to ensure that instantaneous disposal capacity is compatible with producers' needs.

If a disposal site were to be opened in 2025, it could not be closed before 2125. Before that date, France's energy policy may change significantly in ways that it is difficult to anticipate. For example, our country may decide to abandon nuclear power and/or fuel reprocessing. It is likely, in such a scenario, that considerable quantities of highly exothermic irradiated fuel assemblies would have to be disposed of. Andra's 2005 Report examined this possibility, which is no longer present in the 2006 law. Conversely, our country may choose to develop EPR reactors and perhaps, beyond 2040, FNRs, which will, in turn, generate waste.

---

<sup>24</sup> Zone of interest for further investigation.

<sup>25</sup> Industrial centre for geological disposal.

<sup>26</sup> Application for authorisation to create the disposal facility.

In both scenarios, there would be at least two options. The first would be to create a new disposal facility. The other would be to expand the existing storage facility in the Callovo-Oxfordian layer, which current knowledge would suggest could have more extensive geologically suitable capacity than what is required for today's envisaged disposal requirements. When the time comes, this decision must be debated within a proper legal framework.

*The Board would stress that, with 18 months to go until the public debate, it is essential that the disposal site design inventory that will feature in the Dac, which constitutes a form of contract with all stakeholders, is decided in a precise and constrictive manner.*

With regard to LLLL waste<sup>27</sup> (radiferous and graphite waste), for which no disposal site has yet been envisaged, Andra is monitoring the latest graphite technologies to study the optimum conditions for disposal.

### **2.3. ZIRA**

Since 1995, a great many boreholes have been made in the Meuse-Haute Marne region, and many 2D and 3D 'seismic reflection' profiles have been reprocessed (as in the case of the old reflection seismology for petroleum) or acquired by Andra (15 km of 2D in 1995, 4 km<sup>2</sup> of 3D in 1999) in order to survey the subsoil architecture and characterise the degree of heterogeneity within the Callovo-Oxfordian argillites and the surrounding rocks. These data firstly made it possible to define a transposition zone of approximately 250 km<sup>2</sup> where one or more zones of interest for further investigation (Zira) could be identified, each around thirty km<sup>2</sup> in area, as possible sites for a disposal facility.

These subsurface data, completed with detailed geological surveys conducted in the underground laboratory, enabled Andra to select a Zira of 28.5 km<sup>2</sup>, where the future underground disposal facility could be installed. This zone was approved by the Government at the end of 2009. The Zira is currently undergoing in-depth investigations according to a scientific programme established by Andra, of which the essential component in 2010 was the performance and interpretation of a 3D geophysics campaign.

The elements below summarise the key geological and hydrogeological findings concerning the Zira.

#### **2.3.1. Contributions of the new 3D geophysics campaign**

The 3D geophysics campaign conducted in 2010 over 37.1 km<sup>2</sup> covered the whole of the Zira (28.5 km<sup>2</sup>). The campaign was successfully conducted, with excellent coverage of the measuring area and data of excellent quality. The speed of processing has enabled Andra to already make initial interpretations.

---

<sup>27</sup> Long-lived, low-level waste.

The processing of the data initially concerned static corrections. The structural interpretation is complete and has produced maps that have not yet been converted into depths. Lithostratigraphic interpretation has begun.

The geophysical data now available about the Zira show that there are no structural objects identifiable by seismic reflection - and which therefore have throw of over 5m according to Andra – in the walls and roof of the Callovo-Oxfordian layer (Cox). If such objects had been found, they would have appeared after the deposit of the Cox argillite and would therefore be likely to pass through this formation. In the absence of seismic markers in the Cox layer, we cannot, however, exclude the existence of fractures of lesser throw, due to different settlements within the sedimentation. But such fractures should remain confined to the seals, without any risk of spreading into the surrounding layers above and particularly below these formations.

*The new seismic reflection campaign confirms the excellent homogeneity of the Zira. After the first interpretations of the seismic data, the 3D geological model appears sufficiently robust for us to exclude the presence of structural discontinuities passing through the Callovo-Oxfordian layer and capable of providing a hydraulic link with the surrounding aquifers. The presence of small discontinuities within the layer cannot be totally discounted at this stage. It must be noted that no object of this type has been found to date, neither in the various vertical and inclined boreholes, nor in the underground laboratory. Such objects will only become visible as the digging of the disposal facility progresses. A decision to undertake new inclined boring operations within the Zira, before the disposal facility is excavated, should not be taken lightly, as such boreholes could form potential transfer routes between the Callovo-Oxfordian layer and its overburden.*

### 2.3.2. Knowledge of lithostratigraphic variations in the Callovo-Oxfordian layer

Andra has made considerable efforts to compile and summarise the data. The petro-physical properties<sup>28</sup> of the Cox clays, acquired partly from tunnels in the underground laboratory and partly from boreholes<sup>29</sup>, are thus linked to the conditions for the deposit of sediments from the Cox and its surrounding layers.

The very low variability of the petro-physical properties is now well understood within a vertical column in the Cox layer. These properties can therefore be extrapolated to any point in the layer using the data from the real shafts. The horizontal variability of these properties may be anticipated based on the regional paleo-geographical models and the deposit environments.

*Andra now has a conceptual geological model justifying the transposition to the Zira of the data produced using the information acquired in the underground laboratory.*

---

<sup>28</sup> Mineralogy, heat conductivity, permeability, porosity.

<sup>29</sup> Where the data are obtained by macroscopic and microscopic analysis of the drill cores and cuttings, but also from logs.

### 2.3.3. Knowledge of regional and local hydrogeology

At regional level, the Cox clays are framed by the carbonate formations of the Bathonian series and the Oxfordian/Kimmeridgian/Tithonian series, which have higher porosities and permeabilities and are therefore likely to constitute horizontal drains for fluids.

Around the edges of the transposition zone, outside of the Zira, a set of structural accidents (sub-vertical faults passing through the whole Mesozoic series) has been recognised and mapped thanks to the successive geophysical campaigns.

The vertical throw of these different accidents bordering the transposition zone, which were taken into account in the definition of this zone, are less than 100 m and seem, because of this, to be insufficient to disrupt the hydrogeological continuity of the aquifers surrounding the Cox. These accidents may, however, create preferential vertical circulation routes between these aquifers, thus directly influencing the conditions at the hydrogeological limits of the transposition zone. This justifies the considerable efforts undertaken by Andra over many years to characterise them.

At sector level, the flow of groundwater of meteoric origin is constrained by the carbonate layers of the Upper Jurassic strata, above the Cox, with a recharge zone to the south. To the north-west, a thin overburden of Cretaceous clay has been preserved from erosion, as its distribution is directly controlled by the hydrographic network.

At local level, within the Zira and its immediate environment, the 19 boreholes made for static correction of the 2010 3D seismic reflection campaign have been used to acquire additional information about the structure and hydrogeology of the limestones of the Barrois region, which make up the outcropping aquifer formation.

A programme of piezometric monitoring and monitoring of the source flow rates has been instigated. This point is important for characterisation of the initial state and for evaluating, and potentially minimising, the future impact of underground works, particularly the inclined drift that will pass through the Barrois limestone.

*Andra currently has hydrogeological data, essentially of bibliographic origin, for the whole of the Paris Basin, as well as data from its own surveying work at sector level, including the transposition zone, which can be used to create a digital hydrogeological model simulating underground flows in the near and distant environment of the disposal site.*

### 2.3.4. Hydrogeological modelling situation

Various digital modelling tools have already been implemented at regional level to simulate the flow of fluids in the geological layers of the Paris Basin, using a well-documented 3D geological block model to describe the architecture of the faults and strata, based on seismic reflection and borehole data. This architecture is described using calculation codes developed at the IFP<sup>30</sup>: Dionisos for the lithostratigraphic model and Fraca for the fault networks.

---

<sup>30</sup> French Institute for Petroleum and New Energies.

Hydrogeological modelling was resumed in 2008 by the University of Neuchâtel, which, using its own simulation tools, undertook the construction of a single model covering both the regional problem and the sectoral problem. The work is still under development and no significant advances were presented to the Board in 2010.

*The Board considers that an effort must be made to complete regional and sectoral hydrogeological modelling as quickly and as well as possible. Such a modelling tool is necessary to make a final determination as to the hydraulic role of the faults bordering the transposition zone, which could play a role in the definition and behaviour of the radionuclide outlet channels that may, in the very long term, provide routes from the disposal facility to the surrounding aquifers. The modelling tool will also be essential in predicting and then monitoring the hydrodynamic impact of digging the disposal facility access shafts and the inclined drifts. The Board would like the hypotheses and conclusions on hydrogeological modelling to be presented to it in detail before the Dac.*

#### **2.4. ZIIS – INTEGRATION OF THE STRUCTURES IN THE SURROUNDING LAND AND THE ENVIRONMENT**

The surface facilities are an integral part of the underground disposal centre project.

Because of their dimensions, their impact on the environment and their socio-economic consequences, these facilities must be studied with the same care as the underground facilities, even if their creation will use well-known, long-standing techniques that have been tried and tested in all companies handling and storing radioactive waste and materials.

These facilities will constitute the most visible part of the disposal centre and will therefore have a decisive effect on the acceptability of the project by nearby populations.

During the hearing of 15 October 2009, Andra had presented a preliminary project defining the ZIIS locations:

- A nuclear zone of approximately 25 hectares where the primary packages will be received, temporarily stored and then reconditioned;
- An industrial zone of approximately 35 hectares which will house the non-nuclear technical workshops;
- An administrative zone;
- A stockpile of approximately 120 hectares for disposing of and storing excavated material.

The total area of these four zones, not including access roads, should therefore be nearly 200 hectares.

If the choice to link the bottom to the surface via one or two inclined drifts is maintained, it will be possible to offset most of the surface facilities from the disposal structures, which should make it easier to find a location for them, perhaps in a different department. Indeed, all that would remain on the surface above the underground disposal facility would be the shafts necessary for transporting certain equipment and for ventilation.

While the definition of one or more potential zones for the installation of surface facilities (ZIIS) is primarily a matter of negotiation with the local authorities and the various stakeholders, the technical criteria relating to safety, geography, geology and the environment must remain decisive factors.

#### **2.4.1. Safety and security constraints**

Some of the surface facilities will constitute a Basic Nuclear Installation (BNI), where all the regulatory constraints governing this kind of facility will apply.

Thus, although the region where the disposal centre is due to be installed experiences only minor seismic activity, the fundamental safety rule, ASN 2006, nevertheless requires some parts of the BNI to be designed to meet the specifications of a standard model adjusted by a safety coefficient. The storage facilities may also constitute a considerable source of risk.

The fundamental safety rules imposed by the ASN will result in all other risks, such as falling planes, flooding and fire, being taken into account.

One of the arguments most often put forward to justify underground disposal of radioactive waste is the capacity of such facilities to withstand external attacks. However, it must not be forgotten that, before being placed safely at the bottom of the disposal facility, the waste will be kept in much more accessible surface facilities, which must therefore be designed to withstand any attempted intrusion.

#### **2.4.2. Environmental constraints**

The possibility of using an inclined drift to separate the ZIIS and the surface footprint from the underground disposal site allows quite a lot of flexibility in the choice of location for the surface facilities.

Nevertheless, it remains the case that environmental constraints may prevent their installation in some sites such as inhabited zones, water catchment areas, floodplains, Natura 2000 sites, areas of ecological interest and remarkable landscapes.

In 2009, Andra produced a map summarising constraints on surface installation, which, while not very precise, has the advantage of identifying the areas with high constraints where any installation is theoretically excluded.

The arrival in an essentially rural region of industrial facilities, over an area of 200 hectares, will have a definite effect on the environment and land planning, which must be studied in order to derive maximum benefit from this new activity.

The creation in 2009 of a long-term environmental observatory, and the establishment of a reference report on the biodiversity and quality of the premises, should make it possible to monitor any disruptions that may occur on the site itself and on its access routes.



### 2.4.3. Reversibility constraints

The possibility of removing waste packages from the disposal facility is an essential aspect of the safety approach. If a package has to be removed, the surface facilities should be equipped with decontamination and storage equipment. This type of operation is already well mastered by waste producers, but there would be a capacity problem if a whole series of packages had to be stored for any length of time.

Reversibility, or even recoverability, can therefore only be conceived of if the surface facilities have, from the beginning, been designed and sized to withstand all potential incidents, as it could be difficult to send defective packages back to their original producers.

To this end, Andra is studying the possibility of acquiring a storage module of 100 to 500 m<sup>3</sup> in 2050. Will this volume be sufficient for the necessary handling operations?

*If this equipment can be considered as forming an integral part of the underground disposal centre project, could the same be said of a storage module for the thermal decay of LLHL waste packages?*

*This project, mentioned several times in Andra documents, would provide a 725 to 2,000 m<sup>3</sup> structure for storing packages whose thermal power had already decreased during an initial period of storage in the Hague. Would this not be a separate project, distinct from the underground disposal centre? In this case, it should be the subject of a specific procedure that is made public.*

26

---

### 2.4.4. Advantages and disadvantages of connecting the bottom to the surface via an inclined drift

It is undeniable that the choice of a bottom/surface link via one or two inclined drifts would make it possible to expand the potential area of installation for surface facilities, which would make negotiations with local bodies easier.

This type of link has been adopted for underground disposal centres in Sweden and Finland, but for these projects the excavations to be made are in granite formations. In France, we will have to dig through water-bearing and possibly karstified limestone. We must ensure that the water in the formation does not soak into the underlying layers.

*Before the public debate, the Board would like to see studies to enable it to assess the scientific and technical appropriateness of the choices that will be proposed during the debate. Indeed, while dialogue with the politicians and the various stakeholders is an essential part of the process for selecting locations for the surface facilities, the final choice of these locations must nevertheless be primarily based on the results of objective studies of the geographical, geological and environmental constraints of the candidate sites.*

*As soon as the location of the surface facilities is specified, the Board believes that it is essential to have a study of the hydraulic and geological disturbances that may be caused by the digging of the inclined drift(s).*

## **2.5. MOVING TOWARDS THE CREATION OF A GEOLOGICAL DISPOSAL SITE: THE INDUSTRIAL CENTRE FOR GEOLOGICAL DISPOSAL (CIGEO)**

2011 was a very important step for all French participants in the underground disposal project, particularly for Andra and the waste producers, since this project is now transitioning from an exploratory phase devoted essentially to R & D work, to the industrial implementation of the Cigeo project.

While the 2006 law specifically mandates Andra, and Andra alone, to develop the disposal project, a major factor that first emerged in mid-2010, and came to full prominence in 2011, was the promotion by waste producers of an alternative project to Andra's. This project has been developed by EDF, Areva and the CEA using their experience in nuclear energy and civil engineering projects. As Opecst<sup>31</sup> underlined in its assessment report on the PNGMDR<sup>32</sup>, this approach seems to have been motivated by the prospect of a considerable increase in the cost of Andra's geological disposal project.

The cost of the underground disposal facility had been estimated in 2005 at 14.1 billion euros (2003) by the DGEMP<sup>33</sup> (now the DGEC), which is now equivalent to 16.2 billion euros (2010). The figures being put forward today are noticeably higher. Figures of 20 to 35 billion euros (2010) are being quoted. According to the law, it is for the administrative authority to decide. Before reaching a decision, it will probably wait for the submission of the report on the cost of the nuclear industry requested by the Court of Auditors. This report should be available in January 2012.

We should also have access to information on the structure of the costs: i.e. the proportion of fixed costs independent of the rate of waste burial, and the proportion of variable costs linked to the quantities disposed of. The date of use of the site and the rate at which waste is disposed of should have an impact on the apportionment of costs among the various waste producers.

*The Board would draw readers' attention to the fact that, for several years, it has repeatedly asked for information on the costs of the disposal site. It would like to be kept informed of the figures that will be used. It would also like to have precise information about how costs will be apportioned, and on the additional costs linked to reversibility. The Board wonders whether the delay in publishing the costs may reflect lasting divergences between Andra's point of view and that of the producers, which would be damaging to the progress of the disposal project.*

---

<sup>31</sup> See Opecst report of 19 January 2011 "Nuclear Waste: Beware the paradox of tranquility". – pp 37-38.

<sup>32</sup> National Plan for the Management of Radioactive Materials and Waste.

<sup>33</sup> Directorate General for Energy and Raw Materials.

Until May 2011, the Board only had a very limited knowledge of the operators' project. Deeming the information it had to be insufficient, it decided to delay publication of its report n° 5, initially planned for June 2011, to the end of the year.

The Board has since received additional information:

- Through its participation as a guest at the Cigeo project review held by the DGEC. At the start of June, this review formulated an opinion on the reference data necessary for the launch of the draft phase and on the requirements that will be imposed on the project's prime contractor, as well as recommendations to achieve convergence between some aspects of the projects proposed by Andra and the producers;
- Through access to the technical documents for the producers' STI project;
- Through a private hearing with EDF, during which the design options of the STI project were presented and justified;
- Through a hearing with Andra, during which the technical specifications for the preliminary needs of the Cigeo project were presented. These constitute the outline of the specifications used in the call for tenders for the draft phase prime contractor, launched by Andra in July 2011.

The Board now considers that it has sufficient information.

The assessment that follows gives a summary analysis of the principles and design choices of the STI project, then covers the essential technical requirements of the Cigeo project.

### 2.5.1. Brief analysis of the STI project

The project proposed by producers offers a certain interest, as it allows certain principles that should govern the design of a disposal facility to be clarified.

This project has been conducted within a framework resulting from the geological surveying performed by Andra. It pushes to the limit, sometimes in ingenious ways, the cost-reduction strategies already mentioned in Andra's studies. It has a number of qualities. It takes an overall view of disposal and subjects the architecture project to a safety study. It emphasises the difficult problems posed by gas generation in the cavities. It organises the design of the structures in a systematic fashion, using the geomechanical behaviour model based on Andra measurements and laboratory tests. The Board was not, however, informed of the detailed content of this model until very recently.

The producers' project essentially involves: significantly lengthening the LLHL waste cavities from 40 to 130 m, even though the latter value results from technical and economic optimisation, the results of which appear to be fragile to say the least; significantly increasing the diameter of LLIL waste cavities and making a more modest increase to their length; and, conversely, shortening the length of the tunnels linking the cavities to the bottom of the access structures. Reducing the length and number of these tunnels leads, in the interests of simplifying ventilation paths, to the air return shafts being positioned as far as possible from the access shafts. Access to the bottom is via two distinct inclined drifts, which makes it possible, in the access zone, to separate the excavation work from the transport of the packages. Outside of the access zone, however, this separation is less clear than in the Andra project, due to the reduced number of tunnels.

The architecture has the advantage of great geometrical simplicity and the major disadvantage of reduced flexibility, as the LLIL waste disposal zone is produced in one go and the whole of the LLHL waste zone is made in only two stages, which does not facilitate adaptation to unforeseen circumstances or design changes. This architecture leads to the creation of a small number of very long tunnels, rather than a rectangular network. It enables systematic use of the tunnelling machine, which has cost advantages and possibly also results in a smaller EDZ and safer excavation work, but requires large curve radii in the access tunnels. This excavation method offers much less flexibility than a boom-type road header. It also poses risks of jamming, which can probably be overcome. It is not a method traditionally used in argillites in the Cox layer, but the prospects of feasibility seem quite good, and Andra had already envisaged its use.

The shafts are made by 'raise-boring' (bottom-up).

The abandonment of rectangular geometry leads the STI project to attribute less importance to the orientation of the cavities in the horizontal stress field, whereas Andra, based on observations made on site, had chosen systematically to orient these cavities in the direction of the major stress, in order to reduce the extent of the EDZ.

Fire safety is based on a principle of tunnel sectioning (fire doors every 400 metres), very different from that envisaged by Andra.

Calculations of the effective individual dose rate at the outlets are presented, in accordance with the requirements of the Safety Guide published by the ASN<sup>34</sup>. The numerical approach is probably simpler than that proposed by Andra in the 2005 Report and the interpretation sometimes lacks detail. It does, however, offer a number of interesting features. The results are not very different from those of Andra and therefore constitute a form of partly independent confirmation of the validity of the calculation methods when the same data are used, at least in terms of orders of magnitude. The dose rates are low in comparison to the criterion of 0.25 mSv/year set (for the normal scenario) by the ASN Guide. This consistency in calculation results is not surprising and confirms a conclusion already posited by Andra: given the favourable properties of the Cox layer, the dose rates remain more or less the same regardless of the disposal facility architecture. In fact, the rates found by STI are slightly higher than those obtained by Andra. It is likely that this result is partly due to the shorter distance travelled by the radionuclides from the cavities to the shafts, which results from the decision to make shorter tunnels. This is why, significantly, the results of the STI project are considerably worse in the "all seals defective" scenario, an extreme scenario in which Andra had shown that it was still fairly comfortably able to satisfy the 0.25 mSv/year criterion. With STI, the molar flow rate of I<sup>129</sup> is noticeably higher. In contrast, the decision to have longer cavities for LLHL waste is not detrimental in terms of the dose rate criteria; the problems it poses tend to concern the recoverability of packages and, above all, the excavation process – Andra has as yet only established, after some trial and error, the feasibility of cavities 40m in length.

The main problem posed by the STI project is that it limits verification of the safety objectives to the issue of compliance with a dose rate criterion which, as we have said, depends little on the architecture of the disposal facility. We then therefore apparently simplify this architecture, reducing the number and length of the tunnels, without having any real effect on the dose calculation. However, the Safety Guide stresses a second principle: *"Besides the comparison of the effective individual doses calculated at the values indicated, be it in the reference situation or the degraded situations, the assessment of whether the radiological impact of the disposal facility*

---

<sup>34</sup> French Nuclear Safety Authority.

*is acceptable depends above all on the analysis of the efforts made by the designer to ensure that individual exposure is as low as is reasonably possible, given the economic and social factors".*

This means that, as well as writing a mathematical model of the disposal system which allows the doses to be calculated, it is also necessary to check that the structure and its implementation possess qualities that are less easily quantifiable, such as robustness, redundancy, demonstrability and flexibility. From this point of view, the producers' project is less flexible: the reduction in the length of the linking tunnels and their linear organisation, the logical consequence of which is the separation of the shafts, provides less safety in terms of the long-term circulation of fluids in the disposal facility. In contrast, the only disadvantage of lengthening the cavities, besides the potential impact on recoverability, is that its industrial feasibility is as yet far from proven.

This also means that the overall quality of the structure is measured by assessing all the efforts made to reduce its radiological impact. Considered in isolation, the STI project may appear to have merits. But the very existence of the Andra project shows that another design is possible, and the Andra project can be credited with having made greater efforts to seek to reduce the radiological impact. Indeed, it was on the basis of these efforts that the essential points of the project were approved by all assessors in 2006 and 2009. Consequently, the STI project does not take into account as well as the Andra project does the safety objectives prescribed for deep geological disposal, notably those linked to the Alara<sup>35</sup> principle.

*The Board considers that the STI project has raised issues for discussion that can stimulate reflection with a view to the industrial implementation of the underground disposal project. This project benefits from the experience of companies well-versed in the design and management of nuclear facilities. However, it lacks flexibility, and has not been subjected to full analysis with regard to compliance with essential safety objectives. The Board regrets that the opposing points of view were not brought to the attention of the assessors earlier and more calmly.*

### 2.5.2. Design of the Cigeo project draft phase

Given the current state of progress of the research work and borehole tests being conducted in the Bure underground laboratory, and the plethora of knowledge acquired on regional geology, particularly in the Zira, during the 2D and 3D geophysics campaigns and targeted boring operations, Andra, the project owner, decided, after the review of the Cigeo project, to conduct a call for tenders to select the prime contractor. The prime contractor selected must, in 2012, help to finalise the detailed draft of the Cigeo disposal project and cost its implementation as accurately as possible. These two pieces of information must be available by the end of 2012, to allow preparation for the public debate scheduled for 2013.

---

<sup>35</sup> "As Low As Reasonably Achievable".

Andra has formalised the safety specifications and the other requirements that the prime contractor's proposals must satisfy. These specifications reproduce, with a more operational focus, the recommendations formulated in 2009. They are expressed firstly as imposed design principles establishing a general framework, which leave no room for interpretation, secondly as imposed design options, which have some flexibility and may change if there is a good reason for them to do so, and finally as imposed or prohibited design solutions, which refer to an object or piece of equipment involved in the design.

The main requirements include:

- The preservation of 60 m of argillite on either side of the (roof and walls of) the tunnels and cavities dug in the Cox;
- The preservation of a minimum spacing between the cavities, making every effort to ensure compact storage, and the obligation, at least in the initial stages of implementation, to orient the cavities in the direction of the maximum horizontal stress;
- The obligation to organise each disposal area so that it is blind with regard to the rest of the underground facility, in order to reduce possible water circulation.
- The obligation to group together the shafts and accesses to the Cox layer;
- The obligation to use excavation methods that limit rock damage (EDZ), both for the tunnels and for the disposal cavities;
- The obligation to make control cavities for LLHL and LLIL waste during the first stage of construction, which will be instrumented and used for full-scale reversibility tests;
- The obligation to create two sealing demonstrators as part of the first stage of construction.

At this stage, the prime contractor is given some leeway to explore and cost different technical solutions for excavation and for the detailed architecture of the tunnel network, with Andra reserving the right to assess their conformity and to make the final decision based on safety criteria (first priority) and budgetary criteria (cost optimisation should only be applied to solutions which already meet safety requirements). Tests concerning the excavation of the cavities and the monitoring of their ageing are anticipated as part of the first stage of the disposal facility.

Andra is also mindful of the need to avoid beginning the creation of all the tunnels straightaway, so that infrastructure expenses are only committed in a modular fashion, one stage at a time, thus leaving more flexibility and adaptability over time, and making it possible to use the technological lessons learned in one stage for the benefit of the next.

*The Board has not had time to analyse in detail the content of the call for tenders or the form of governance of the project created by the contracting process. However, it is worried that, without having included an explicit abstract model in its call for tenders, Andra has delegated the "project management of the system" to an external company which will be responsible for finalising the detailed draft of the first stage of the disposal facility, the methods to be used and the costing of implementation, all in less than a year. The Board would ask Andra to assume fully all the responsibilities assigned to it by the law.*

*Furthermore, the Commission regrets the introduction, at least as possible lines of enquiry, of options that have not been sufficiently debated, such as the possible switch to LLHL cavities with flow-through ventilation (i.e. open on both sides), and the lack of clarity regarding the maximum temperature objective for the rock in contact with structures after 1000 years.*

### **2.5.3. Development of the Cigeo project**

The producers (EDF, CEA and Areva) have, over many years, developed great expertise in nuclear facilities, underground structures and the management of the related risks (contamination, fire, etc.). One of the recommendations of the Cigeo project review, to which the Board subscribes, is that there should be dialogue between Andra and the producers throughout the implementation of the industrial project. While retaining its prerogatives as project owner, and thus avoiding any conflict of interests with the producers, who will play an advisory role, offering guidance and expertise, Andra has informed the Board of its current wish to finalise an exchange agreement with EDF and the CEA in order to be able to integrate into its own teams experts seconded from EDF, the CEA and Areva and benefit from their expertise throughout the implementation and key stages of the Cigeo industrial project.

*In general, the Board would underline the fact that the various concerns governing the design of a deep geological disposal facility must be clearly arranged into an order of priority. Long-term safety, operating safety, worker safety, and the protection of the health and well-being of the populations concerned must be the main objectives. Once these objectives have been met at the requisite level, the recoverability of waste packages and the reversibility of disposal are also important objectives. The Board also recognises the importance of cost concerns, but these must remain secondary to the abovementioned objectives. From this last point of view, the Board would once again express its regret at having only received a very small amount of information on these issues, at a time when the emergence of a proposal from producers would appear to suggest that they were a major issue in debates between Andra and the producers. The Board fears that, without the desired level of transparency, these problems will continue to weigh heavily on the decisions to be made, particularly as this question will be central to the public debate scheduled for 2013.*

## **2.6. SCIENTIFIC WORK**

### **2.6.1. Thermodynamics**

Waste in disposal facilities emits heat. The power emitted decreases over time. For the hottest waste, this decrease is primarily due to the radioactive decay of the fission products (caesium and strontium). After a century, thermal decay is slower and dominated by the decay of americium. Andra has established an assessment of the large-scale effects of the thermal load on deep disposal, as conceived of in its 2009 Report.

The Board summarises the main points of its analysis below.

#### 2.6.1.1. Thermal disturbances

The rise in temperature within the Cox layer causes several disturbances, notably affecting the pressure of the pore water and the mechanical stresses.

From the point of view of safety after closure, the most restrictive criterion concerns vitrified waste, as the leaching of the glass is much faster above 50°C. It is therefore necessary to be certain that the temperature will be less than 50°C when the water may come into contact with the glass. To satisfy this condition, Andra calculated that the maximum temperature to be observed in the short term is 90°C in the walls of the LLHL waste cavities.

The temperature differences between the different areas of the disposal facility will stem primarily from the nature of the waste present. Andra has performed many three-dimensional thermal simulations. These show that the return to equilibrium is quite slow. There is still a difference of a few degrees from the natural temperature, after 10,000 years, at the centre of the LLHL area that is home to the hottest waste.

The most noteworthy fact is probably the appearance of overpressures in the argillite pore water. These are caused by the thermal expansion of the water contained in the pores. They may reach a few MPa and dissipate slowly due to the low permeability of the environment.

Andra has estimated the mechanical stresses in the Cox layer by means of a digital calculation assuming elastic behaviour from the environment. The order of magnitude of the increase in average stress and deviatoric stress (which measures shear intensity) is a few MPa. A preliminary calculation suggests that this increase in the stresses does not lead to rupture at the interfaces between geological layers with different thermomechanical properties (Callovo-Oxfordian and carbonated Oxfordian). Furthermore, after several decades, a significant proportion of the heat from the waste has already been produced and stresses of a few MPa have been generated. It will be necessary to check the possible consequences of the coexistence of parts that are still in operation and parts that have been heated for several decades.

*The Board believes that more detailed research must be conducted on this thermomechanical problem and it would like the results of this research to be presented to it.*

At the end of the disposal facility's operating life, the hydrogen produced by corrosion migrates into the rock layer. The risk is not of an explosion in the layer, due to the absence of oxygen. These two disturbances (temperature and hydrogen) are not very intense, but it is unusual to find them together in conventional underground structures. We therefore have no experience feedback.

*The Board recommends that the mutual interaction of these two disturbances and their potential impact on the environment should be studied.*



### 2.6.1.2. Thermal experimentation

Andra has conducted, or is planning to conduct, several thermal tests in the underground laboratory in order to confirm the thermal parameter values measured in the laboratory, so as to bring to light and analyse the hydraulic and thermal phenomena associated with the increases in temperature in the rock mass and prepare a concept demonstration test for the most exothermic HL waste cavities.

The lessons learned from the TER<sup>36</sup> test completed in 2009 have been used to design and size a new test (TED<sup>37</sup>), which is more complex, as it includes three parallel heating probes. Heating began in January 2010. The interpretation work will probably be tricky, due to the complex effects of the increase in temperature on the thermohydrromechanical properties of the argillite.

*The Board notes that the tests in the underground laboratory, during which all these effects occur simultaneously, are closely linked to experimentation in the surface laboratory, performed in simpler conditions. It recommends that modelling efforts should be continued so as to derive maximum benefit from the experimentation underway.*

### 2.6.1.3. Thermodynamics and transmutation

One of the Board's concerns has been to assess the advantages that transmutation of minor actinides would bring from the point of view of the thermal load, taking a disposal facility in the Cox layer as an example. It should be remembered that such transmutation could only be used beyond 2040, with a new generation of reactors.

The transmutation of minor actinides, particularly that of americium, would significantly reduce the thermal load, which is higher in the waste packages of the 4th generation reactors than in the current waste packages. This reduction in thermal load would be a considerable advantage when it came to reducing the area of the disposal site. Such a reduction in area would present several advantages: the probability of unintentional intrusion would be lower and the distance from geological accidents such as faults would be increased. On another note, people also mention the idea of "*preserving a rare resource*": transmutation would make it possible to dispose of significantly more waste and therefore get the most out of a favourable zone. The reduction in thermal load, while it does not in itself justify use of transmutation, is a real advantage of the method.

### 2.6.1.4. Conclusion

The Board would like to have a better idea of the state of research on thermal load, particularly as this is closely linked to other questions, such as the horizontal extent of the disposal facility, the advantages of transmutation, and determining the duration of cooling prior to disposal. Although some uncertainties remain, the acquisition of the parameters necessary for the thermal calculations is on the right track.

---

<sup>36</sup> Experiment concerning the response of argillite to thermal stresses.

<sup>37</sup> Experiment on the overpressure field in the argillites around two or three heat sources.

Further efforts should be made on the analysis of the thermomechanical effects, as suggested above. The maximum temperature of 90°C in the cavity walls plays an important role in sizing the disposal facility. It seems reasonable in the light of the choices made by other countries. The reduction in the size of the disposal site appears to be the most substantial advantage offered by a reduction in thermal load. This gain can only really be assessed once a precise disposal concept has been defined.

Full-scale tests must be conducted in the underground laboratory in order to advance knowledge.

## 2.6.2. Geomechanics

Geomechanical studies are a key element of the design of the disposal facility, because they make it possible to take into account the existence of a zone damaged by the excavation of the tunnels and cavities and they determine sealing possibilities. The studies necessarily have an empirical component, but they must be supplemented by modelling that incorporates all of the physical and chemical factors responsible for the mechanical behaviour of the argillite in the Cox layer.

The Board summarises the main points of its analysis below.

### 2.6.2.1. Excavation-Damaged Zone (EDZ): safety issues

The excavation of the tunnels, then the long period during which they remain open, allows the development of an excavation-damaged zone (EDZ) in which the natural properties of the rock may be profoundly affected. From the point of view of long-term safety, this zone is home to fracturing or cracking that may considerably increase hydraulic conductivity, with the risk of forming a short-circuit in the geological barrier, which would enable fast circulation of gases, water and radionuclides along the tunnels and shafts.

Andra has performed a detailed characterisation of the EDZ, including a structural analysis of the state of the facing of the tunnels, an examination of the drill cores, and water and gas permeability measurements.

*The Board thinks this characterisation work is remarkable.*

Different types of fractures have been observed in the vicinity of the walls: 'chevron' fractures (shear marks), sub-vertical oblique fractures and 'extension' fractures in the immediate vicinity of the wall. Starting from the wall then, we can make out a zone containing a network of fractures, some better connected than others, that is much more permeable than the healthy rock, an intermediate zone with poorly connected fractures, and finally a zone that has few cracks but remains more permeable than the healthy zone. The extent of these zones depends to a large extent on the orientation of the tunnels. These data establish that, even if they do not reach worrying proportions, the extent and intensity of the EDZ are greater than Andra's 2005 predictions suggested. These new data must be taken into account in the safety calculations and show the importance of the seals designed to interrupt the continuity of the EDZ.

The formation of the EDZ is influenced by the method used to excavate and coat the tunnels. The first option is very quickly to install, immediately behind the facing, a rigid support to maintain the rock in place. The opposing choice is to allow the land to approach by installing a light provisional coating and only completing it after several months. To assess these different approaches, Andra has a model of the short-term behaviour of the argillite rock mass, but it seems that this model is not systematically used for designing the coating. As the tunnels must remain open for around a century, the choice of the best method must also take into account an estimate of the long-term extent and speed of the movements. A better assessment of the size of delayed movements over the course of a century would be of precious help in designing the tunnels, sizing the metal casing of the LLHL waste cavities and supporting the LLIL cavities with concrete.

The experiments on flexible tunnel design (GCS) and rigid tunnel design (GCR) aim to compare the two support methods from the point of view of the formation and development of the EDZ and its influence on hydromechanical behaviour. The creation of the GCR tunnel began in January 2011 and will be completed in January 2012; a comparison with the GCS tunnel, which is already complete, will then be possible. The displacement measurements are interpreted using the convergence and containment method traditionally used with tunnels. It would also appear necessary to use a short-term behaviour model, developed by Andra, in order to move beyond certain simplifications and perform a complete hydromechanical analysis.

A technological test of excavation with a tunnelling machine, with segments installed as excavation progresses, will be performed from 2012. This will help to assess the impact on the EDZ of excavation with a tunnelling machine and support via segments. The test will involve the successive excavation of two perpendicular tunnels in the two directions of the principal horizontal stresses. It will not benefit from the progressive approach that led Andra to choose the boom-type road header as its reference option, and will be completed shortly before the Dac is submitted.

*The Board would stress that the use of a tunnelling machine may lead to quite a radical change in the design of the disposal facility and that there will be little time left to analyse it. It will monitor the results of this test carefully.*

Many observations suggest that the formation of an EDZ could be a partially reversible phenomenon. Indeed, after closure, the resaturation of the argillite, together with the prolonged application of increasing pressure, could have a healing effect.

*The Board approves of the pursuit of research on self-plugging phenomena, a good understanding of which may provide additional room for manoeuvre with regard to the long-term safety analysis.*

### 2.6.2.2. Tests conducted in the LLHL waste cavities

Andra has conducted excavation tests with cavities 40 m long and 70 cm in diameter, lined with a steel tube of a slightly lower diameter. The main function of this lining is to enable the easy introduction and, if necessary, removal of LLHL waste packages.

The first risk is that the movements of the land that quickly comes into contact with the lining will cause it to come out-of-round, leading to additional friction, and perhaps even causing the package to become jammed during removal. The out-of-roundness calculations performed in order to determine the design thickness of the lining steel still have some uncertainties. The need for reversibility requires these problems to be solved.

*The Board has not heard a full presentation on this subject. It would ask that the specifications of the functions that the lining must fulfil should be quantified.*

The second risk concerns the alignment of the tubes along the cavity. Andra has checked with its surface demonstrators that removal was possible even with a considerable curve, but it remains to be determined whether the margins are sufficient in all cases.

In mid-2011, Andra will install instrumentation in the lining of a cavity to monitor changes in the argillite/lining interface. A second phase, beginning in mid-2012, will include a test of the procedures for plugging the cavity head and a full-scale test on a cavity equipped with its insert and its base plate. In this last test, a heat source will reproduce the conditions of the LLHL packages (C0)<sup>38</sup>, which should be the first to be disposed of. This test must last around ten years.

*The Board takes a very favourable view of this programme but believes that it is also essential to observe, over a long period, an LLHL waste cavity without a lining, in the direction most suited to the project proposed by Andra. The presence of the lining complicates observations and makes interpreting them difficult, given the interactions it causes. This would allow us to observe directly the movements of the walls over time, the local ruptures, any loss of alignment and the development of the EDZ.*

### 2.6.2.3. Sealing

The sealing of the structures will probably only take place after a century or more. It may provide an effective barrier in the event of short-circuits in the geological barrier.

Andra very recently told the Board that it would be performing a detailed review of its programme with regard to the sealing concept. The Board, while worried about the short timeframe available before the submission date of the Dac, takes a favourable view of Andra's decision.

---

<sup>38</sup> 'Old' glass packages and Atalante.

#### 2.6.2.4 Geomechanical modelling and conclusions

In its underground laboratory, Andra is conducting a programme of geomechanical experiments that is remarkable for its scale and for the density of the measurements performed. Modelling of the thermo-hydro-mechanical behaviour of the argillite is made difficult by the simultaneous presence of varied physical and chemical phenomena, which are often closely linked.

For short-term behaviour, several different models are still being proposed, and it would be desirable for them to converge to form a stable single solution. The study of the delayed behaviour of the tunnels and cavities over the century is less well advanced.

*The Board approves of the efforts made by Andra on this subject and would like to be presented with a report on the studies and experiments conducted on delayed behaviour.*

*The Board would like the initial modelling efforts to be expanded to include the main links between physical and chemical phenomena that govern the behaviour of the argillite.*

*The Board believes that the geomechanics programme is a reflection of a desirable shift towards integrated experimentation conducted on a near-industrial scale. It nevertheless recommends that care should be taken to ensure that scientific modelling of behaviour is not dissociated from the implementation of tests geared more towards industrial application.*

### 2.6.3. Underground laboratory experiments

#### 2.6.3.1 Experiments in the Meuse/Haute-Marne underground laboratory

The experimentation already underway and yet to come in the underground laboratory is very rich. It emphasises the technical and practical aspects of the excavation of the disposal facilities and the behaviour of the host rock and the materials in the near-field interfaces. These experiments appear to be increasingly integrated and are precursors to the full-scale experiments that may be used to characterise the hydro-thermo-mechanical behaviour of an LLHL waste cavity. Other experiments are conducted further upstream and are intended to supplement theoretical knowledge on some aspects of mechanics, gas migration and geochemistry.

The performance of these experiments requires considerable technical infrastructure within the lab. In a year, between March 2010 and March 2011, 180 m of tunnels and around one hundred boreholes were dug, 2000 m drill cores of rock were sampled and 1200 sensors were installed.

The recent authorisation to prolong the lab's activities will allow these programmes to continue until 2030.

### 2.6.3.2. Experiments aimed at characterising the near field

Their aim is to characterise the hydro-thermo-mechanical mechanisms occurring in the host rock disturbed by the presence of the disposal structures.

Concerning the LLHL waste cavities, Andra considers that it has mastered excavation and lining of a cavity 40 m in length. For this test, however, it used thinner linings that would be usable in disposal conditions. It is now focussing on optimising the drilled length and observing the mechanical loading of the lining by the surrounding land, with or without thermal influence. Experiments with reduced-diameter tubing (140 mm) are underway. Actual-diameter tests are being prepared.

Concerning the long-term degradation of the materials, Andra is conducting long-term experiments to examine corrosion of the steel in contact with the pore water and the reactions at the interfaces between different materials (glass, iron, argillite). It is anticipated that these experiments will last around ten years, with checks along the way.

Concerning the geochemistry in the argillite, Andra considers that it has mastered modelling of the water-rock interaction, making it possible to report on the chemical composition of the pore water<sup>39</sup> in the Cox layer. On the geochemistry front, Andra has focussed on gas migration in the near field and the relationship of these gases with the chemical composition of the pore water. The experiments concern natural gases emanating from the rock (nitrogen, methane, light alkanes), as well as the effect of the oxygen in the air in the tunnels on the oxidation of the elements dissolved in the pore water and on the fate of the hydrogen produced by the degradation of the steel. Comparisons have been made between Mont-Terri and the Meuse/Haute-Marne underground laboratory. The experiments with oxygen are being conducted in the underground laboratory. They show low penetration of the oxidising disturbance in the Cox layer. The experiments with hydrogen are being conducted in the Mont-Terri tunnel, due to the potential danger of conducting them in the more confined conditions of the Meuse/Haute-Marne underground laboratory.

With regard to hydrochemical modelling, the models reflect well the calco-carbonic equilibriums, even if the partial CO<sub>2</sub> pressure in the gaseous phase in equilibrium with the water is still poorly rendered by the calculations. Modelling efforts must focus on describing the effect of temperature on the very slow dissolving kinetics of the silicates.

The role of bacteria is being studied at Mont-Terri, in order to determine and quantify the processes by which, within the argillite, the composition of the solutions from the B2<sup>40</sup> cavities changes. To do this, solutions containing nitrates and acetates have been circulated in contact with the clay, and the denitrification and development of bacterial strains that could contribute to catalysing this reaction have been monitored. Bacterial development, under the effect of seeding by the structures and ventilation, is being studied in another experiment in the Meuse/Haute-Marne underground laboratory. The growth of sulphur-generating flora has been observed, which is probably due to the conditions of the experiment, but the presence of indigenous bacteria has not been excluded.

---

<sup>39</sup> In particular, this makes it possible to artificially produce the water necessary for experiments on material degradation or resaturation, which results in an appreciable time saving in the preparation of the experiments, in light of the difficulty of retrieving the natural pore water.

<sup>40</sup> Cavities containing bituminous mud.

The migration of the gas in the argillite and resaturation are being studied through experiments involving gas injection at different flow rates. The results show penetration of the gas into the rock and suggest a concomitant decrease in permeability. Tests of the same type have been undertaken in the horizontal boreholes at the laboratory to study the time taken to resaturate a core of clay used for sealing. These experiments are set to be extended, as it appears that resaturation is still not complete after 500 days.

### 2.6.3.3. Experiments aimed at characterising the far field

The aim of this type of experiment is to characterise the behaviour of the Cox layer far away from the disposal structures, beyond the zone affected by drilling. An essential parameter of the migration of solutes through the Cox layer is the diffusion coefficient. The diffusion experiments conducted in boreholes between 2005 and 2009 demonstrated excellent consistency between the results and the measurements taken in the surface laboratory. They are currently on hold. Given the slowness of the diffusion mechanisms, the transfer distances did not exceed a few centimetres.

Andra is currently preparing an experiment over longer distances (from a few decimetres to a few metres) and is, for this purpose, developing mini-sensors for detecting beta and gamma radiation, which should allow *in situ* monitoring of radioactive tracers, permitting non-destructive measurements over a long period.

As part of the Trasse GNR<sup>41</sup> incorporated in the Pacen programme, the CNRS and the IRSN have pursued the analysis of migrations at a distance in the argillites of Tournemire, based on the distribution of radiogenic helium in the pore water. This analysis shows that the current profile in terms of the levels of this rare gas at depth can be explained by a diffusion mechanism spanning 17 to 30 million years. This confirms the slowness of this type of transfer mechanism.

A considerable experimentation programme is currently planned by Andra, with three main aspects:

- Continuation of testing on LLHL waste cavities, including integrated experiments to produce full-scale reproductions of thermo-hydro-mechanical behaviour;
- Additional data on the characteristics of the clays from the point of view of geomechanics and transport/retention;
- Testing of the tunnel sealing components.

*The Board considers that Andra is showing great creativity in devising and implementing, in conditions representative of the disposal facility, experiments in the underground laboratory and with its partners in other places. An impressive quantity of data has been acquired, and more should be added, notably through the programme planned until 2013.*

---

<sup>41</sup> Transfer of radionuclides in the ground, bedrock and ecosystems.

*The Board would like modelling to be systematically strengthened, so as to get the most out of scientific testing. It would stress the importance of continuing full-scale tests concerning the excavation of cavities. It would also underline the importance of forthcoming experiments aimed at characterising the behaviour of LLHL waste cavities on a real-life scale. Their results will be essential in assessing the recoverability of packages.*

## **2.7. REVERSIBILITY**

### **2.7.1. Introduction**

The law requires reversibility to be guaranteed for at least 100 years. Nevertheless, the word 'reversibility' is, in the Board's view, ambiguous. The Board believes that it is essential to provide appropriate information to all those concerned by the disposal facility, and in particular to citizens, in order to overcome this ambiguity by adopting more precise terms of reference. It suggests that three different words should be used to describe three different realities:

- *Reversibility*, in the precise and unequivocal sense in which it should be used, would denote the possibility, at any point of the project, to return to a previous point, bearing in mind that, the farther the project advances, the less possible it becomes to return to the earliest points. In other words, reversibility tends to give way to irreversibility when the stages of implementation are farther apart;
- *Retrievability* is the capacity to reach the packages in the disposal facility and to extract them from their position in the facility, so as to be able to apply to them any treatment required by their condition at different times, whether due to accidents or the conversion of waste into usable resources;
- *Flexibility* describes a disposal project management mode, applied at all stages of development and implementation, whereby the project is designed in such a way that it can be constantly and perpetually modified, so as to be able to identify, process and integrate any new information concerning the efficiency of the company.

Reversibility is the result of social demand that has been recognised by the law. It means that the partial or full retrieval of the waste must remain credible for a century or more. During this time, removal becomes less and less easy. A scale with five successive levels of reversibility was adopted by the AEN (Nuclear Energy Agency). Andra contributed to its development. Andra also contributed to the organisation of a conference held in Rheims by the AEN in December 2010 on reversibility and retrievability. This conference showed that Andra is at the forefront of international work on reversibility.

Any removal of waste must be prepared in advance. It is necessary to anticipate the circumstances in which it could be necessary, have elements that enable a decision to be made about retrieval, including an estimate of its costs and the risks for operators, prepare retrieval plans incorporating the difficulties that may occur, be able to adapt the rate of retrieval to the nature of the event that made it necessary, and check that the retrieval plans are consistent and applicable.



In order for the recovery of the waste to remain easy, given the reversibility level achieved, several conditions must be satisfied throughout the reversibility period. There must be no uncertainty as to the nature and location of each of the waste packages. The shafts and access tunnels of the cavities containing the waste packages must remain in a state that allows circulation of transport and handling devices. A sufficient gap must have been left between the packages and the cavity coating or lining. This gap calculated must include a margin that takes account of the land pressure effects that will gradually act on the cavities' coating or lining and may reduce their cross-section or disturb their alignment. During the period under consideration, the steel or concrete containers surrounding the waste must only change to a limited extent. Similarly, it is important to limit physical and chemical changes affecting the air, the water and more generally the materials in the vicinity of the packages that may cause difficulties for recovery. The systems for capturing, extracting, handling and transporting the packages must have been kept in working order. Observation and monitoring facilities must supply useful information about changes in the packages and their environment. It must be possible for the retrieved packages, regardless of their quantity, to be stored on the surface, on site or at a distance, in safe conditions.

The Board's analysis is presented below.

### 2.7.2. Circumstances that may lead to retrieval

The Board had asked Andra to consider the scenarios that may lead to retrieval of the packages. For this purpose, Andra used a survey conducted among local stakeholders to confirm and complete a list of the most frequently envisaged scenarios.

Some seem unlikely (choice of a new management approach, recycling of waste in disposal), and some less hypothetical (fault in a package or in the barrier constructed), while some reflect societal concerns (control of the disposal process, risk of disposal site being abandoned) or a possible handling incident.

*Some circumstances could necessitate rapid retrieval from disposal. This is why the Board recommends that Andra should specify the fastest retrieval rate possible using the resources currently envisaged.*

### 2.7.3. Changes in the cavities and packages during the reversibility period

Changes in the cavities and packages during the reversibility period are a major concern for the Board, as they will be a key factor in the ease of implementation of the reversibility process. The handling equipment used for retrieval will be the same as that used for disposal, which guarantees that this equipment will be maintained. This will, however, impose certain constraints in the event of a technological change in the equipment, which is not unlikely over the course of a century.

With regard to the retrieval of the LLHL packages, two essential problems arise: firstly, the corrosion of the packages' outer containers or the cavity linings, and secondly, out-of-roundness or loss of alignment in the cavity linings.

Andra estimates that the corrosion rates remain sufficiently low so as not to significantly change the conditions of retrieval. Apart from the direct effects on the state of the lining and the outer container, which Andra considers to be modest, the corrosion effects in the event of reopening of the cavity will bring the tunnel atmosphere into contact with a fluid phase containing liquid water, steam and hydrogen, a product of anoxic corrosion, at high pressure and temperature (several MPa and a little under 100°C). The reopening of the cavity must take into account this situation.

The out-of-roundness and loss of alignment of the lining may result from the stress it undergoes as a result of the hydrostatic pressure at the depth of the disposal facility, and, in the longer term, the weight of the land. The calculations that Andra proposes to report on the phenomena would be more credible if consolidated and validated models were available of the delayed behaviour caused by the various joint effects of creep, changes in pore pressure, thermal expansion, and any physical and chemical transformations affecting the rock mass.

*The Board would like to be presented with the design calculations concerning the risk of out-of-roundness. It considers that it will be necessary, as soon as possible, to set up tests completely representative of real conditions, which is the only way to be totally sure about the risk of out-of-roundness.*

The removal of LLIL packages is, more so than in the case of LLHL packages, the mirror image of the package installation operation, as the packages are not extracted by pulling but removed by the same robot that installed them. The final plugging of the LLIL waste cavities is not immediate. Quite the contrary: ventilation is organised to expel the gases produced and, to a lesser degree, to cool the packages. Ventilation facilitates monitoring of the atmosphere in the cavity. By maintaining a dry atmosphere in the cavity, it considerably reduces corrosion rates. In contrast, after plugging, water may be present, locally at least, with, for some packages, hydrogen formation or an increase in temperature to values of around 40 to 70°C. Particular attention must be paid to the retrievability of bitumen packages.

*In conclusion, the Board appreciates Andra's examination of the changes in the cavities and the conditions within them. It notes that this examination contributes to the analysis of the specific conditions in which packages are retrieved. The Board would stress the importance of checking this examination, in the near future, by means of tests that are completely representative of actual disposal conditions.*

#### **2.7.4. Reversibility and storage**

The PNGMDR provides that it is necessary to "take into account the reversibility of disposal, notably by systematically identifying storage solutions for packages retrieved from the disposal facility".

*The Board considers that the storage of waste retrieved from a disposal facility is a question that must be considered thoroughly in order to establish the specifications for the ZIIS, but that it does not call for a practical response in the short term. Its solution depends partly on changes in the French energy landscape over the next thirty years, which are difficult to predict. It observes that Andra must continue to devote sufficient research resources to the issue to provide adequate responses within the required timeframe.*

#### **2.7.5. Reversibility exercises**

Andra is performing tests on a surface prototype and drawing useful lessons about retrieval from tests performed in the underground laboratory. But retrieval is a complex overall operation for which checking every link in the chain is probably not sufficient.

*With a view to the submission of the Dac, the Board invites Andra to propose elements for the definition of a periodic review of reversibility, which should include the performance of reversibility exercises.*

#### **2.7.6. Conclusions**

*At the current stage of the project, given the forthcoming deadlines (public debate, submission of the Dac, law on reversibility), the Board would now like the influence of the 2006 law's demand for reversibility on the disposal project to be examined in a thorough and precise manner. The following questions are raised:*

- *Are there limits to reversibility?*
- *In the disposal concept presented, what elements are rendered essential by the requirement for reversibility?*
- *What are the consequences of these measures on the safety of the disposal facility?*
- *What are the consequences of these measures on the cost of the disposal facility?*
- *Are there any processes that need to be improved or made more reliable (inspection of packages, traceability)?*
- *Accordingly, what parameters need to be monitored, and what instrumentation has to be developed? Analysis of the conditions that would prevent the retrieval of packages from a cavity, out-of-roundness, alignment, atmosphere, risk for operators, conditions for fast retrieval from the disposal facility, storage of packages, etc.?*

## 2.8. MEMORY OF THE SITE

The project for the deep geological disposal of nuclear waste in Meuse/Haute-Marne is notable for its boldness and the complexity of its implementation.

At a time when society has resolved to take responsibility for the waste it produces, particularly radioactive waste, the Board considers that it would be appropriate not to forget about the energy expended and the talents displayed in this process, but rather to make sure that they are remembered for a long time by seizing the opportunity to create an edifying and profitable monument to them.

*The Board appreciates Andra's intention to archive the sources that could one day be used to study the history of the site. It would like the Agency to tell it more about its intentions, so that an outside perspective can be used to perfect them. The Board would also like to be informed of the options being studied by Andra to perpetuate the memory of the site.*

## Chapter 3

### INTERNATIONAL OVERVIEW

This chapter only describes the most recent aspects since publication of the Board's report n° 4. It does not take account of the impact of the accident at Fukushima, given that currently the exact impact of the accident is not yet known, and will only concern the waste management programmes indirectly.

Three countries are scheduled to open a deep geological disposal facility for long-lived high-level radioactive waste in 2025: Finland, France and Sweden. In Sweden, SKB submitted a planning permission application in March 2011. Sweden is the first country to reach this stage.

The success of the projects in these three countries could provide a useful example. It would show that rational management of radioactive waste is possible.

Conversely, in the USA, the Yucca Mountain project has been stopped and the President has appointed a commission, the "Blue Ribbon Commission", to recommend long-term solutions for the management of the country's irradiated fuel and radioactive waste. No tangible projects are expected in the foreseeable future.

*The Board takes a favourable view of the international dimension of much of the research done by Andra and the CEA. It particularly appreciates the importance accorded to this dimension at the hearings.*

*During this evaluation exercise, one hearing with the CEA was devoted to the international scene and the nuclear cycles chosen by the various main nuclear countries, as well as the related R&D (cf. Appendix II of this report).*

46

---

#### **3.1. DIFFERENT OPTIONS FOR MANAGING LL, IL AND HL WASTE**

With regard to short-lived LL or IL waste, most nuclear countries have a disposal centre that is already operational or under construction. Because of this, there are no more major challenges to be met with regard to the management of this type of waste. The most important efforts remain those concerning the demonstration of safety, quality assurance, and guaranteeing that the scheduled capacity will take into account future production.

For long-lived LL and IL waste (transuranium elements, chlorine 36, etc.), processing and management technologies still have to be developed. There are few sites in operation, under construction or even under development. In the USA, the WIPP (Waste Isolation Pilot Plant, located at a depth of 700 m in the salt layer in Carlsbad, New Mexico) has been operational since 1999, and is used for the final disposal of transuranium waste from the military programme.

In Germany, the abandoned iron mine in Konrad is being redeveloped so that the site can accommodate waste from 2014. In April 2011, Ontario Hydro Power in Canada applied for an operating licence for a disposal facility in the sedimentary layer in Kinkardine, Bruce County.

For the disposal of LLHL waste, several countries have R&D programmes being conducted in underground laboratories (Germany, Belgium, France, Sweden, Switzerland, etc.). In Europe, in terms of concrete projects to install geological disposal facilities for irradiated fuel or LLHL waste, Finland, France and Sweden are the most advanced countries, each with a similar schedule. Construction is set to begin in 3 to 5 years and operation between 2020 and 2025.

In all nuclear countries, there is a strategic choice to be made with regard to the management of irradiated fuel. There are three basic options:

- Direct disposal: The fuel is stored for a few decades, then disposed of in the geological layer (Finland, Sweden, etc.);
- Recycling: The fuel is reprocessed, the uranium and plutonium are mono-recycled in pressurised-water reactors. The LLHL waste resulting from this reprocessing and the Mox fuels are disposed of (LLHL) and stored (Mox) (France);
- "Wait and see": Long-term storage (for a few decades) is planned pending the emergence of a clear vision of the future of nuclear energy and/or the time required to develop processing, disposal and site selection techniques.

In their recent publications, the IAEA and the European Union have reiterated that geological disposal is the reference solution to guarantee the long-term safety of LLHL radioactive waste management.

Around 15% of the world's irradiated fuel has been reprocessed. France is the country where this strategy has been taken the furthest (two-thirds of fuels are currently reprocessed). Other countries, such as China, Japan, India and Russia, have reprocessing facilities, but these countries have, until now, only processed limited quantities. The future of reprocessing is closely linked to the development of fast neutron reactors, which would allow a processing and recycling strategy to be pursued to its conclusion.

The "wait and see" strategy stems from the fact that many countries have not yet decided about reprocessing. It is strengthened by the difficulties encountered in selecting locations for geological disposal facilities. This situation will probably last for a long time yet, which is why it is important that the few countries that are currently making progress on a clearly defined programme should be able to complete it and thus provide examples of best practice.

### **3.2. INTERNATIONAL LEGAL CONTEXT**

Radioactive waste management and, by extension, R&D on waste management, takes place within a national and international legal context. There are no significant new developments to report this year.

### 3.3. RESEARCH LABORATORIES AND UNDERGROUND DISPOSAL FACILITIES

In Europe, the main research concerning geological disposal is being conducted in Belgium (Mol, GIE Euridice), Finland (Olkiluoto, Posiva Oy), France (Meuse/Haute-Marne site, Andra), Sweden (Äspö, SKB) and Switzerland (Mont Terri and Grimsel sites, Nagra). Depending on the local geological characteristics, research into the host medium focuses on clay, granite or salt.

#### ▪ **Germany**

Pending the emergence of solutions accepted by the political and safety authorities, high-level waste is stored in various sites spread throughout the country. The glass packages from reprocessing are stored on the surface at Gorleben (a former salt mine, 840 m in depth). After several years of political disagreements and lawsuits, the current government has decided to resume studies and permit operation of the site again. In November 2010, the transport of vitrified waste from the Hague to Gorleben gave rise to violent protests.

Work is continuing in the Konrad mine (a former iron mine with a depth of 800 to 1,300 m), in order to ensure that the site is operational and ready to welcome non-exothermic waste in 2014.

#### ▪ **Belgium**

Ondraf<sup>42</sup> is currently finalising its Waste Plan. It will then submit it to the authorities, together with the report on the environmental effects, the report from the social responsibility conference and the comments received during social and legal consultation.

Belgium has, since 1982, had the Hades laboratory, at a depth of 225 m in a clay layer under the nuclear energy research centre in Mol. The Praclay thermo-hydro-mechanical and chemical experiment has now begun there. It simulates the heat field around a tunnel for burying high-level waste. To this end, a tunnel with dimensions equal to the Belgian disposal concept will be heated to 80°C for 10 years over a length of 30 m.

#### ▪ **Canada**

The R&D programme continues on the Bruce peninsula (Kinkardine, Lake Huron, Ontario) with the goal of deep limestone disposal of LLLL and LLIL radioactive waste (at around 1,000 m). Planning permission was applied for in April 2011 and is expected to be granted in 2012.

#### ▪ **China**

The Beijing Research Institute of Uranium Geology, a institute dependent on the CNNC<sup>43</sup>, is responsible for R&D on a high-level waste disposal facility, including the search for a suitable site.

Five potential sites have been identified for more detailed study. The host rocks are granite, slaty clays and tuff. The granite site at Beishan in the Gobi desert is being studied, although the final choice of site has not been made. Construction is set to begin in 2020.

---

<sup>42</sup> National organisation for radioactive waste and enriched fissile material.

<sup>43</sup> China National Nuclear Corporation.

- **South Korea**

Following a decade of research, a disposal concept in a crystalline environment was made public in 2006. In 2008, a law governing the management of radioactive waste was passed. Solutions for managing high-level waste are being studied, but no decisions have been made.

- **United States**

For more than two decades, Yucca Mountain in Nevada has been the main site studied for the disposal of LLHL waste in the United States. Following a drastic reduction in the project's budget, which has effectively undone all progress made on the waste problem – the American government has created a new commission, the "Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future", in order to propose alternatives to the project. In May 2011, the commission published some preliminary conclusions. One of them recommends that *the development of one or more geological disposal sites should be begun rapidly. The commission also stipulates that disposal will remain essential, regardless of the scenarios envisaged. It considers that a site can only be selected by a consensus reached in transparent fashion and based on a body of R&D results and relevant standards. According to the commission, no current or future reactor or fuel cycle technology will fundamentally change the challenge posed to countries by waste management.*

- **Finland**

Posiva Oy, which manages Finnish radioactive waste, has undertaken the construction work for the Onkalo research laboratory at the Olkiluoto site, in granite at a depth of 400 m. Ratified by Parliament in 2000, the disposal site for the irradiated fuel from the reactors currently in service, the EPR under construction, and the reactors to be built in the future, is also the disposal site for Olkiluoto. It will be an extension of the research laboratory. Planning permission is set to be applied for in 2012. The Finnish law provides for operation to begin in 2020.

49

---

- **France**

Reminder: R&D continues at the Meuse/Haute-Marne laboratory. The supporting documents for the public debate will be presented at the end of 2012.

- **India**

For 8 years, India has studied, through experimentation, the reaction of the host rock to a thermal load in an old gold mine 1000 m underground. Other experiments are planned in abandoned mines. Currently, potential sites have been identified in granite, among which a 4 km<sup>2</sup> area will be chosen.

- **Japan**

Two research laboratories are currently under construction, one in Mizunami in crystalline rock, and one in Horonobe in sedimentary rock. At the Mizunami laboratory, a depth of 460 m has been reached, the ultimate goal being a depth of 1000 m. Studies concerning the hydrology and mechanics of the rock are continuing. At the Horonobe laboratory, hydrological tests and hydrochemical measurements are continuing. A depth of 250 m has been reached, out of the planned 500 m. The projects are coming up against strong opposition from local people.

The Japanese organisation for the management of radioactive waste, NUMO, is calling upon willing local authorities to take part in preliminary studies concerning the selection of a disposal site.



- **Russia**

No geological disposal site is currently available, but the Krasnoyarsk region has been proposed. A report will be submitted to define the concept of an underground laboratory and a disposal facility to be built from 2025. The first phase of the facility is set to accommodate 20,000 tonnes of LLIL and LLHL waste, guaranteeing its recoverability.

- **Sweden**

In Sweden, the management of radioactive waste is the responsibility of SKB (Svensk Kärnbränslehantering AB).

SKB's Aspö laboratory near the city of Oskarshamn has been dug into granite at a depth of 460 m. Unlike the Finnish approach, the laboratory will not be a part of the final disposal site, but rather will serve to approve the selected concepts. The research being conducted there is mainly focusing on construction techniques, hydrogeology, radionuclide migration, and modelling.

SKB has submitted an authorisation request for the construction of the disposal facility in Forsmark, the chosen site, in accordance with the legal regulations set out in the Swedish Act on Nuclear Activities. In parallel, SKB has applied for planning permission for a temporary disposal site and Clab encapsulation plant at Oskarshamn, all within the context of the Swedish environmental code. The start of construction is planned for 2015, if the decisions of the government, the safety authorities, the environmental court and the communes concerned are taken in 2013 – 2014. The disposal facility is set to be operational in 2025.

- **Switzerland**

Switzerland has two research laboratories: Grimsel and Mont Terri. The Grimsel laboratory is located in the granite on one side of the Aar mountain. The Mont Terri laboratory is located along a highway tunnel in an opaline clay layer. Andra is taking part in numerous experiments there due to the similarity between the Mont-Terri clays and those of the Meuse/Haute-Marne laboratory.

The host rock selected for deep disposal is opaline clay. The Federal Energy Office (OFEN) has designated provisional locations in order to determine which local/regional authorities need to be consulted. 202 communes are concerned, 190 of them in Switzerland and 12 in Germany.

### 3.4. SOURCES OF FAST IRRADIATION

The number of reactors that offer the ability to irradiate using fast neutrons is extremely limited on the global level. Such a situation significantly compromises the R&D necessary to develop new technologies and implement transmutation experiments.

- **Belgium**

The BR2 research reactor (1963-2026? 50-70 MWt) can irradiate a small volume (1.5 to 3 cm in diameter) with a fast-spectrum high flux.

- **China**

The 65 MWt (20MWe) sodium-cooled CEFR research reactor has been in service since July 2010.

- **France**

Since the Phenix shut down, there is no longer any fast reactor in France. The Jules Horowitz research reactor, which is under construction, will make it possible to irradiate a small volume with a fast-spectrum high flux. It is set to enter into service in 2015.

- **India**

Since 1985, India has had the 40 MWt Fast Breeder Test Reactor (FBTR) in Kalpakkam. The 500 MWe **Prototype Fast Breeder Reactor** (PFBR) is in the final phase of construction. One of the objectives is to study the thorium cycle.

- **Japan**

The Joyo and Monju reactors have been shut down following various incidents.

- **Netherlands**

The HFR in Petten allows limited irradiation.

- **Russia**

The Bor-60 (1969-2015) is a 60 MWt sodium-cooled research reactor. The BN-600 (1980-?) is a power-generating reactor.

### 3.5. R&D ON ADS

- **Germany**

The Karlsruhe Institute of Technology (KIT) was the coordinator of the Eurotrans project; it is an important partner of the CDT project. The Jülich research centre (FZJ) proposes a gas-cooled ADS (AGATE).

- **Belgium**

Guinevere is a fast research reactor, driven by a very low-power accelerator (ADS) of only a few hundred Watts, and a precursor to MYRRHA. The reactor is the fruit of collaboration between the SCK•CEN, the CEA and the CNRS. The Généri-C accelerator was built by the CNRS in Grenoble, and the fuel was supplied by the CEA.

Myrrha will be a 100 MW subcritical, lead-bismuth-cooled, fast neutron ADS, which will demonstrate the feasibility of an accelerator / spallation source / subcritical reactor coupling in a pre-industrial installation. The reactor is also designed to operate in critical mode. It will offer the teams working on fast neutron reactors (SFRs, LFRs and GFRs) a machine for testing materials and fuels. Myrrha will also allow them to obtain essential data for industrial transmutation.

- **China**

The Chinese Academy of Sciences (CAS) has decided to build an ADS for transmutation research. The road map provides for a test facility in 2017, an ADS of 80-100 MW in 2022 and a 1,000 MW demonstration facility in 2032.

- **South Korea**

An ambitious ADS project is being developed at Seoul University. Kaeri is evaluating different options for changing the nature and reducing the volume of the waste to be disposed of. A decision is expected in the next few months.

- **United States**

Since the 1990s, several ADS transmutation projects have been proposed. The shutdown of the Yucca Mountain project has reawakened interest in ADS.

- **France**

Reminder: R & D is being conducted as part of international collaborations.

- **India**

The ADS programme, launched in 2000, aims to set up a thorium cycle by producing fissile U-233 from non-fissile Th-232.

- **Italy**

Several research centres (ENEA, INFN, etc.) and industries are participating in European projects concerning ADS.

- **Japan**

The Omega project, launched in 1988, is conducting R&D on partitioning and transmutation in order to reduce the area of a disposal site. The first phase of the project provides for a lower-power spallation target. There are then plans for a high-power target but without a subcritical core. The project includes an experimental ADS of around one hundred MW and an industrial ADS of 800 MW.

## **3.6. R&D ON DEEP GEOLOGICAL DISPOSAL**

### **3.6.1. Performance levels of the disposal facility**

**CARBOWASTE**<sup>44</sup> The graphite-moderator reactors are representative of the first generation of reactors being dismantled. Irradiated graphite contains carbon 14 and chlorine 36 in varying concentrations. These two radionuclides are highly mobile and prone to absorption by living matter. The aim of the project is to develop techniques for processing this waste prior to disposal.

---

<sup>44</sup> Treatment and disposal of irradiated graphite and other carbonaceous waste; 2008-2012, FP7, 16 countries, 28 partners including ANDRA, CEA, CNRS, Areva, EDF, UCAR-SNC and the Ecole Normale Supérieure.

**CATCLAY**<sup>45</sup> Following the results of the Funmig project, CatClay should make it possible to understand the migration of cations in densely compacted clay. For certain cations, the experiments have shown deeper diffusion than expected.

**FEBEX 11**<sup>46</sup> In the underground laboratory at Grimsel, the Febex experiment simulated the heating of a bentonite barrier and measured its consequences. As most of the sensors are still operational, Febex II is continuing the observation phase of the experiment in order to improve and validate the data and codes for the study of the geochemical processes, the generation and transport of gas, corrosion, and the performance of the measuring instruments.

**FORGE**<sup>47</sup> The objective of the project, which combines experimentation and modelling, is to improve knowledge of the gas transfer processes in the main materials present in the various radioactive waste disposal concepts currently being studied in Europe.

**IGD-TP**<sup>48</sup> The European IGD-TP technology platform on the geological disposal of nuclear waste is the culmination of the work begun during the 6th Framework Programme and continued by radioactive waste management organisations in Sweden, Finland and France. A policy document summarises the technical measures to be implemented over the next 10-15 years so that Member States can develop geological disposal of nuclear waste. IGD-TP is now establishing a strategic research agenda to coordinate the necessary scientific, technological and socio-political efforts for the geological disposal of nuclear waste.

**LUCOEX**<sup>49</sup> The objective of the project is to conduct *in situ* tests to demonstrate the various disposal concepts for LLHL waste: the horizontal concept at Mont Terri and in Meuse/Haute-Marne; the horizontal concept in granite at Aspö, and the vertical concept in granite at Onkalo. Andra will perform a heating test on a LLHL waste cavity in Meuse/Haute-Marne.

**MODERN**<sup>50</sup> The project aims to supply a design reference for a monitoring system for use during the various disposal phases, in accordance with the needs and constraints specific to each country.

---

<sup>45</sup> Processes of Cation Migration in Clay Rocks; 2010-2013, FP7, 5 countries and 7 partners including the CEA (coordinator), Andra and BRGM.

<sup>46</sup> Full-scale High Level Waste Engineered Barriers; 1994-2012, 22 partners including Andra, the BRGM and the Institut National Polytechnique de Toulouse.

<sup>47</sup> Fate of repository gases; 2009-2013, FP7, 12 countries, 24 partners including Andra, the CEA, the IRSN, the CNRS, EDF and the Ecole Centrale de Lille.

<sup>48</sup> IGD-TP European technological platform for the geological disposal of nuclear waste; founding members: waste management organisations in Belgium (ONDRAF), Finland (Posiva), France (Andra), Spain (ENRESA), Sweden (SKB), Switzerland (Nagra), UK (CND) and the German Federal Ministry of the Economy and Technology (BMWi).

<sup>49</sup> Large Underground Concept Experiments; 2011-2014, FP7, 4 countries and partners, including Andra (coordinator), Nagra, Posiva and SKB.

<sup>50</sup> Monitoring Developments for safe Repository operation and staged closure; 2009-2012, FP7, 12 countries, 17 partners, including Andra, the coordinator.

**NWD**<sup>51</sup> The aim of this action is to provide both experimental data and calculation results in order to understand the long-term behaviour of high-level waste from current and future fuel cycles.

**PEBS**<sup>52</sup> Using a global approach, integrating experiments, models and studies of the impact on long-term safety functions, PEBS will assess the performance of structural barriers. The experiments and models will cover the complete spectrum of conditions, from the start of operation (high temperature, resaturation of the barrier) up to thermal equilibrium and resaturation with the host rock.

**RECOSY**<sup>53</sup> The goal is to understand the redox phenomena that govern the fixation and release of radionuclides during the underground disposal of irradiated waste.

**SORPTION II**<sup>54</sup> The goal of this AEN project is to demonstrate the possibility of using several thermodynamic modelling techniques to assess the safety of disposal facilities. The project has taken the form of a comparative modelling exercise with a series of data sets on the sorption of radionuclides by materials.

### 3.6.2. Environmental impact of the disposal facility

A study of the environmental impact of the disposal facility is essential in assessing the potential risk for future generations. By necessity, it is based on an advanced model that draws upon the most accurate possible data on radionuclide migration through various artificial and natural barriers.

54

**BIOPROTA**<sup>55</sup> The goal of Bioprota, launched by Andra in 2002, is to identify biosphere models, determine the surface environment data acquisition protocols and analyse the state of knowledge about transfers into the biosphere of radionuclides such as chlorine 36, selenium 79, carbon 14, iodine 129 etc.

**EMRAS**<sup>56</sup> The Emras programme, launched within the framework of the IAEA, focuses on radioecological modelling, particularly the consequences of the release of radionuclides into the environment.

---

<sup>51</sup> Nuclear Waste Disposal action, Euratom CCR (Joint Research Centre), 11 countries, 21 partners including the CNRS and CEA.

<sup>52</sup> Long-term Performance of the Engineered Barrier System; 2010-2014, FP7, 8 countries, 17 partners including Andra.

<sup>53</sup> Redox phenomena controlling systems ; 2008-2012, FP7, 15 countries, 32 partners including Andra, the CEA, the CNRS, the BRGM and the Association pour la Recherche et le Développement des Méthodes et Processus Industriels d'Armines.

<sup>54</sup> Sorption II project; 2000-?, AEN, 11 countries, 20 partners including Andra.

<sup>55</sup> Key Issues in Biosphere Aspects of Assessment of the Long-term Impact of Contaminant Releases Associated with Radioactive Waste Management; 2002-?, 15 countries, 18 partners, including Andra and EDF.

<sup>56</sup> Environmental Modelling for Radiation Safety; 2003-2011, IAEA, 30 countries, 100 participants.

**RADIOECOLOGY AND WASTE TASK GROUP**<sup>57</sup> In 2002, Andra and the International Union of Radioecology launched an international working group in order to promote scientific collaboration between radioecologists in the field of radioactive waste.

### 3.6.3. Governance and participation of stakeholders

Public participation in decision-making processes and access to justice in the environmental field have become a right.

**ERDO working group**<sup>58</sup> Following the success of the SAPIERR projects, a multinational workgroup was appointed by the participating governmental organisations to study the possibility of creating an association that could establish one or more European disposal centres ten to fifteen years from now.

## 3.7. NEW TECHNOLOGIES FOR PARTITIONING AND TRANSMUTATION

Transmutation strategies primarily rely upon fast neutrons, whether in critical (FNR) or subcritical (ADS) systems. The Generation IV initiative and the Sustainable Nuclear Energy Technological Platform (SNE-TP) aim to develop new types of reactors, including fast neutron reactors enabling multi-recycling of actinides (4<sup>th</sup> generation). These new types of reactors will require the development of new materials and innovative fuels that incorporate radionuclides derived from partitioning.

### 3.7.1. R&D on partitioning and transmutation

**ACSEPT**<sup>59</sup> The Acsept project is the successor of Europart and Pyropep. Its goal is to select and optimise actinide partitioning and recycling processes compatible with the advanced fuel cycle options. The feasibility of hydrochemical processes (selective and grouped extraction and back-extraction of actinides) and pyrochemical processes (electrolysis and liquid-liquid extraction) must be demonstrated, taking into account the constraints of the industry.

**ACTINET-I3**<sup>60</sup> The goal of the project is to enable the European scientific community to benefit from laboratory infrastructures for research concerning actinides.

**ANFC**<sup>61</sup> Comparative studies of alternative fuel cycles based on partitioning and transmutation.

<sup>57</sup> <http://www.iur-uir.org/en/task-groups/id-5-radioecology-and-waste>.

<sup>58</sup> European Repository Development Organisation, with representatives from Austria, Bulgaria, the Czech Republic, Denmark, Estonia, Ireland, Italy, Latvia, the Netherlands, Poland, Romania, Slovakia and Slovenia.

<sup>59</sup> Actinide recycling by separation and transmutation ; 2008-2012, FP7, 12 countries, 34 partners including the CEA, EDF, the Compagnie Générale des Matières Nucléaires, Alcan Voreppe Research Centre, Louis Pasteur University, the CNRS, and Pierre et Marie Curie University.

<sup>60</sup> Actinet Integrated Infrastructure Initiative, FP7, 5 countries, 7 partners including the CNRS, LGI and CEA.

<sup>61</sup> Alternative Nuclear Fuel Cycles; 2010-..., FP7, 6 countries, 14 partners including the CEA.

**ASTRID**<sup>62</sup> The Astrid prototype sodium-cooled FNR, planned for 2020.

**CDT**<sup>63</sup> The project picks up where Eurotrans DM1 left off. CDT aims to obtain an advanced engineering design for Myrrha using a European team of experts. CDT should make it possible to give component suppliers and engineering firms the necessary specifications for the construction of the infrastructure. The CDT design team will also study operation in critical mode.

**CP-ESFR**<sup>64</sup> The project is linked to the development of the ESFR European sodium-cooled fast reactor. The goal is to optimise safety levels within the context of a comparable financial risk and flexible but robust management of nuclear materials. Optimisation studies will be conducted on the cores comprising oxide or carbide fuels. The fabrication of fuels with high minor-actinide content will be studied.

**EUFRAT**<sup>65</sup> The project continues the work done by the Nudame project, aiming at very accurate cross-section measurements spanning a broad energy spectrum.

**FAIRFUELS**<sup>66</sup> This project aims to optimise combustion of fissile material in reactors, in order to reduce the volume and potential danger of LLHL waste. Fairfuels is concentrating on minor actinides. Dedicated fuel will be produced and a sufficiently complete irradiation programme will be established to study transmutation capabilities. In parallel, the programme includes post-irradiation analyses on certain older fuels to develop models. A training programme is also planned.

**F-BRIDGE**<sup>67</sup> The aim of the project is to establish a link between theoretical research on 'ceramic'-type fuel and cladding materials on the one hand, and technologies for the reactor fuels of the future on the other.

**GACID**<sup>68</sup> The experimental programme, established through collaboration between the CEA, the DOE (USA) and the JAEA (Japan), provides for the production of a fuel assembly with a high minor-actinide content and its irradiation in a sodium-cooled FNR. The irradiations are due to take place between 2015 and 2025. The project requires the construction of a pilot workshop for the manufacture of the assembly and sufficient operating feedback from Monju, which has not yet been obtained.

---

<sup>62</sup> The Astrid prototype sodium-cooled fast neutron reactor, a project led by the CEA.

<sup>63</sup> Central Design Team for a Fast Spectrum Transmutation Experimental Facility; 2009-2011, FP7, 8 countries, 19 partners including the CEA, the CNRS and Areva.

<sup>64</sup> Collaborative project on the European sodium fast reactor; 2009-2012, FP7, 10 countries, 25 partners including the CEA, Areva NP, IRSN and EDF.

<sup>65</sup> European facility for innovative reactor and transmutation neutron data; 2008-2012, FP7, CE-CCR.

<sup>66</sup> Fabrication, irradiation and reprocessing of fuels and targets for transmutation; 2009-2013, FP7, 6 countries, 10 partners including the CEA and Lagrange-LCI.

<sup>67</sup> Basic research for innovative fuels design for GEN IV systems; 2008-2012, FP7, 8 countries, 18 partners including the CEA, the CNRS, Areva, Materials design, Nathalie Dupin and Lagrange-LCI Consulting.

<sup>68</sup> Global Actinide Cycle International Demonstration; DOE, JAEA, CEA.

**GETMAT**<sup>69</sup> This is a collaborative project between the European research laboratories working on materials for the reactors and transmutation systems of the future, including 4th generation and fusion reactors.

**GIF/GEN-IV**<sup>70</sup> The Generation IV forum initiative aims to develop new types of reactors, including fast reactors producing minimal waste. Two options are being explored in Europe: a sodium-cooled fast reactor (SFR) and a gas- or lead-cooled fast neutron reactor. The aim is to commercially exploit fast reactor technology by the year 2040.

**JHR-CP**<sup>71</sup> The Jules Horowitz Reactor (JHR) is a 100 MWth research reactor, currently under construction in Cadarache. It is for studying the behaviour of irradiated fuels and materials, in response to the industrial and public needs for 2<sup>nd</sup>, 3<sup>rd</sup> and 4<sup>th</sup> generation power reactors (pressurised-water reactors, boiling-water reactors, gas reactors, sodium reactors, etc.) and the associated technologies. The JHR-CP organises the international networks collaborating on the Jules Horowitz reactor, prepares the irradiation systems needed for these programmes and defines the training that will be useful to the future operators of these systems.

**LEADER**<sup>72</sup> This is the follow-up to the ELSY project. Its aim is to optimise the technological design choices for a lead-cooled prototype reactor with a power of 600 MWe, and to design an LFR demonstrator.

**LWR-DEPUTY** – This project is studying the possibility that the current pressurised-water reactors (PWR) may generate less waste by burning fuel based on inert matrices. It aims to eliminate plutonium from reactors by seeking new fuel types.

**NURISP**<sup>73</sup> This project is part of the follow-up to the FP6 Nuresim project. Its aim is to integrate the digital and physical state of the art into a European simulation software platform in the nuclear reactor domain.

**PATEROS**<sup>74</sup> This action aims to implement, on a reduced scale, all the steps and components necessary for the partitioning and transmutation technology.

---

<sup>69</sup> Gen IV and transmutation materials; 2008-2013, FP7, 11 countries, 24 partners including the CEA, the CNRS and EDF.

<sup>70</sup> Generation IV International Forum; 2001- ?, Euratom + 12 countries including France.

<sup>71</sup> Jules Horowitz reactor collaborative project; contribution to the design and construction of a new research infrastructure of pan-European interest, the JHR material testing reactor; 2009, FP7, 5 countries and 6 partners including the CEA, which is managing the project.

<sup>72</sup> Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor; 2010-2012; FP7, 12 countries and 17 partners including the CEA.

<sup>73</sup> Nuclear reactor integrated simulation project, 2009-2012, FP7, 14 countries, 22 organisations including EDF, IRSN and the CEA.

<sup>74</sup> Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy; 2006-2008, FP6, 11 countries, 17 partners including the CEA, the CNRS and Areva.



**SNE-TP**<sup>75</sup> The European technology platform for sustainable nuclear energy offers a short-, medium- and long-term view of the development of nuclear fission technologies. It includes consideration of the management of all sorts of waste. The platform also proposes to extend the use of nuclear energy beyond electricity production, notably to hydrogen production, heat generation and seawater desalination. The platform supports a European industrial initiative, the European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (ESNII), which is estimated to be worth between 6 and 10 G€, and includes the Astrid and Myrrha projects.

**THINS**<sup>76</sup> This project includes the design and performance of thermo-hydraulic experiments in support of different innovative liquid metal-based systems.

### 3.7.2. Nuclear databases

The new reactor concepts and corresponding safety studies will require modelling methods based on nuclear data that are currently less well-known than that available for the current generation of reactors (Generations II and III).

**FAR**<sup>77</sup> This project aims to set up a reference centre for the activities of the Joint Research Centres working in the fields of nuclear fuels and materials.

**ND-MINWASTE**<sup>78</sup> This project aims to obtain nuclear data for assessing the safety of current and future reactors and the management of radioactive waste.

**TDB**<sup>79</sup> The goal of the TDB project concerning thermodynamic data on chemical species, launched by the AEN, is to meet the specific modelling needs of safety evaluations of sites for the disposal of radioactive waste.

### 3.7.3. Economic and geopolitical aspects

**ARCAS**<sup>80</sup> A technical and economic study of the performance of critical and subcritical systems such as machines dedicated to the transmutation of radioactive waste.

---

<sup>75</sup> The European Technology Platform on Sustainable Nuclear Energy; 2007-?, ≥19 countries, > 60 members including the CEA, the IRSN, the CNRS, Areva, EDF and GDF-SUEZ.

<sup>76</sup> Thermal-Hydraulic research for Innovative Nuclear Systems; 2010-2014, FP7, 11 countries, 24 partners including the CEA and IRSN.

<sup>77</sup> Fundamental and Applied Actinide Research; CCR (Joint Research Centre) action, 12 countries, 26 partners.

<sup>78</sup> Nuclear data for radioactive waste management and safety of new reactor developments; 8 countries, 15 partners including the CNRS, CEA and the Université Louis Pasteur.

<sup>79</sup> Thermochemical Database project; AEN.

<sup>80</sup> ADS and fast reactor comparison study in support of the SNETP's SRA; 2010-2012, FP7, 8 countries and 14 partners, including the CNRS.

### 3.8. EDUCATION, TRAINING AND KNOWLEDGE MANAGEMENT

One of the key elements in developing nuclear power is a potential lack of human resources, available laboratories, and competent institutions for providing nuclear education and training. Another is knowledge management.

**HeLiMnet**<sup>81</sup> Following on from the Vella project, this project enables the exchange of researchers between laboratories with infrastructure for studying heavy liquid metals such as sodium and lead.

**PETRUS II**<sup>82</sup> This project enables European professionals working in the field of radioactive waste management, whatever their initial field of study, to undergo training on geological disposal, recognised throughout Europe.

**KTE**<sup>83</sup> Archiving, maintaining and deepening knowledge in nuclear research are the aims of the project. High-level training will be offered to young students and researchers through courses and internships in laboratories participating in the project.

---

<sup>81</sup> Heavy Liquid Metal network; 2010-..., FP7, 9 countries and 13 partners including the CEA.

<sup>82</sup> Towards a European training market and professional qualification in Geological Disposal; 2009-2012, FP7, 10 countries, 14 partners including the European network for training in the nuclear sciences, ANDRA and the Institut National Polytechnique de Lorraine.

<sup>83</sup> Knowledge Management, Training and Education; 2007-..., FP7, Karlsruhe CCR (Joint Research Centre).

## Appendix I

### MEMBERS OF THE NATIONAL ASSESSMENT BOARD NOVEMBER 2011

**Jean-Claude DUPLESSY** – President of the National Assessment Board – Member of the Académie des Sciences - Research Director Emeritus at the CNRS.

**Jean BAECHLER** – Member of the Académie des Sciences Morales et Politiques – Emeritus Professor at the Sorbonne (Paris IV).

**Pierre BÉREST** – Research Director at the Ecole Polytechnique.

**Yves BRÉCHET** – Member of the Académie des Sciences; Professor of Materials Science, Grenoble-INP – Phelma; IUF Senior Member - "Physical chemistry and structural materials"; Adjunct Professor, McMaster University.

**Frank DECONINCK** – Professor Emeritus at Vrije Universiteit Brussel - Chairman of the Nuclear Research Centre in Mol, Belgium.

**Hubert DOUBRE\*** – Professor Emeritus at the University of Paris XI-Orsay.

**Maurice LAURENT** – General Secretary of the National Assessment Board - Honorary Director of the Parliamentary office for assessing scientific and technological choices.

**Emmanuel LEDOUX** – Vice-President of the National Assessment Board – Research Director at the Ecole des Mines de Paris.

**Maurice LEROY** – Vice-President of the National Assessment Board - President of the Fédération Française pour les Sciences de la Chimie (FFC) – Emeritus Professor at the University of Strasbourg.

**Jacques PERCEBOIS** – Professor at the University of Montpellier I, Director of CREDEN (Centre de recherche en économie et droit de l'énergie).

**François ROURE** – Professor and scientific expert at the IFP-Energie Nouvelles – Extraordinary Professor of IFP-EN at Vu-Amsterdam University (2004-2014).

**Claës THEGERSTRÖM** – President of SKB (Swedish company responsible for the management of nuclear waste and fuel) – Member of the Swedish Royal Academy of Engineering Sciences.

---

\* Did not take part in the drafting of this report.

## Appendix II

### BODIES HEARD BY CNE2

17 November 2010:	Andra – Reversibility – Recoverability (½ day).
18 November 2010:	CEA – Global nuclear prospects: cycle options; R&D in partitioning and transmutation.
1 December 2010:	Andra – Inventories and disposal scenarios.
2 December 2010:	CEA – The Astrid project.
5 January 2011:	CEA – Materials cycle for Astrid.
6 January 2011:	Andra – Thermodynamics of the disposal facility (½ day).
9 February 2011:	CNRS – Research and Development – PACEN (½ day).
10 February 2011:	CEA - Partitioning research.
23 March 2011:	CEA – CEA waste management.
6 April 2011:	CEA – Case studies – Review about Curium.
11 October 2011:	Andra – Cigéo project: applicable requirements and initial milestones.

\* \* \*

ii

---

6 October 2010:	Andra – Restricted hearing – Andra’s view of the Board’s report number 4 – Review of the latest Andra news – Lessons and suggested actions arising from report number 4.
11 October 2010:	Presentation of CNE Report no. 4 (June 2010) to the CLIS (local information and monitoring council).
28 October 2010:	CEA – Restricted hearing – Research conducted by the CEA in relation to the 2006 law – Studies conducted by the CEA for the disposal facility – Transmutation scenarios – CEA 2012 report (½ day).
24 February 2011:	Andra – Work meeting on geology for the new Board members (½ day).
24 & 25 March 2011:	Andra – Visit to the Meuse/Haute-Marne site and restricted hearing.
30 March 2011:	Andra – Restricted hearing – Cigeo management plan – Discussions underway with producers on design options.
31 May 2011:	Meeting with the ASN (French Nuclear Safety Authority).
28 September 2011:	EDF – STI documents.

\* \* \*

## VISITS BY THE CNE2

10 March 2011:	Visit to the Stocamine site
24 March 2011:	Visit to the Bure (Meuse/Haute-Marne) underground laboratory.
5 April 2011:	Visit to Masurca and Leca-Star (CEA Cadarache)
20-23 September 2011:	Visit to the Asse and Gorleben sites (Germany)

## Appendix III

### LIST OF DOCUMENTS PROVIDED TO THE BOARD

#### Andra

- Design and general architecture of a disposal facility –Meuse/Haute Marne site - C.NSY.ASTE.08.0171/A.
- LLIL/LLHL waste project – 2009 Report – Design options studied – Summary of the performance assessments with regard to the Post-Closure Safety Criterion (SAF) – C.NT.AEAP.09.001 0/A.
- Preliminary analysis of the risks linked to the transfer and handling of long-lived high- and intermediate-level waste (Underground Facilities) - C.NT.ASSN.09.0039/A.
- LLHL waste project – Service of the disposal centre’s surface facilities - Diagnosis of transport infrastructures and networks – General report - C.RP.OBLC.09.0004/A.
- Mid-term report for the "Gas Transfer" Lab Group - C.RP.ASCM.09.0002/C.
- Mid-term report for the Glass/Iron/Clay Lab Group – Volume 1: Summary and models - C.RP.ASCM .09.0003/8.
- Mid-term report of the Glass/Iron/Clay Lab Group - Volume 2 – Collection of research progress sheets - C.RP.ASCM .09.0003/6.
- Mid-term report of the Cement Structure Changes Lab Group - C.RP.ASCM.09.0004/B.
- Setup of the long-term environmental observatory (OPE - Observatoire Pérenne de l'Environnement) - 2007/2008 environmental assessment – 2009 milestone Level 5 - C.RP.ASTR.09.001 0/A.
- Mid-term report of the Transfer Lab Group programme - C. RP.ASTR. 09.0011/B
- ThermoChimie project - Mid-term report - C.RP.ASTR.09.001.
- Meuse/Haute-Marne underground research laboratory – Draft specifications - DAIE: document n° 8 - D.DO.ASAJ.09.0045/A.
- Biosphere – Procedure for selecting and describing one or more biospheres - SUR.GU.ASSN.09.0045/A.
- Chronic Reference Toxicology Values for the toxic chemicals in Andra’s basic list (updated end 2007). - Summary note - As, B, Be, Cd, Cr(III), Cr(VI), Hg, Pb, Sb, Se, U, CN-, asbestos - SUR.NT.AMES.08.0035/A.
- 17 articles concerning geomechanical modelling – 23 June 2010 (should they all be cited?)
- Scientific programme 2010-2014 – long-lived HL/IL waste project – C.PE. ADS. 10.0005 - 15 June 2010.
- Activity report - Managing today to prepare for tomorrow – 2009.
- Sustainable development report - Managing today to prepare for tomorrow – 2009.
- Internal document on the industrialisation strategy for the LLHL/LLIL waste project: moving towards the creation of the ‘Cigeo’ industrial centre for geological disposal – 09/09/2010.
- Confidential document – Design options – Joint analysis by Andra/Areva/CEA/EDF – May 2011.
- Internal memo – Digital simulation tools at Andra – Strategic elements for the period 2006-2014 and review at end 2010 (reference: DS/EAP/10-0138) – 8 December 2010.

- Internal document – International monitoring of LLHL/LLIL waste projects and the radioactive waste situation in 2010 – 22 December 2010.
- Memo concerning the assessment of the total thermal energy released by the disposal facility – 12 January 2011.
- Internal memo – Drip corrosion process of the metallic components of a HL waste cavity. – 10 January 2011.
- Internal memo – C.NT.ADIP.11.0001 – Cigeo project – Summary of the management plan – Study phase – 31 January 2011.
- Internal document – (Thermo)hydraulic behaviour of argillites: from the material to the structure (reference: C.NT.AEAP.11.0026/A) – 22 March 2011.
- Cigeo project review report.
- Andra Report – Cigeo.SP.ADPG.11.0020 Applicable requirements – Cigeo Project – 27 April 2011.
- Recommendations of the engineering contract review: Andra follow-up of the Cigeo project review – 30 August 2011.
- Engineering and industrial implementation of Cigeo and the appendix: "excerpts from the technical specification for the preliminary need (STBp)" – 14 October 2011.
- Cigeo Project – Technical specification for the preliminary need (STBp) – 17 October 2011.

## CEA

- Milestone report – Summary note – Technical and economic evaluation of transmutation options - September 2010 (confidential document).
- Note by Philippe Billot and Jean-Louis Seran – Materials requirements to support research of the Generation IV – Systems Development (VHTR, GFR, SFR) 2005 (confidential document).
- Summary report on the feasibility of partitioning of minor actinides – DEN/DRCP/RT 2010/03 – Christine Rostaing – 2010 (restricted circulation).
- DEN technical report – Technical and economic evaluation of transmutation options - September 2010 (restricted circulation).
- DEN technical note – Summary of storage concepts for minor actinides 04/2007 – Entam Project – September 2007.
- DEN Technical Report – New model for the long-term behaviour of glass packages: presentation of the Graal model – Yves Minet, Stéphane Gin, Pierre Frugier, Magaly Tribet, Isabelle Ribet – November 2010.

v

---

## EDF

- Summary presentation of the industrial disposal facility (STI) designed by the nuclear operators – EDF/AREVA (ref. D5262 2010/05529) – 14 October 2010.
- Inventory of long-lived HL and IL waste for the STI 2009 scenario – EDF – (ref. D5262 2010/02337) - October 2010.
- STI – Operating safety – EDF (ref. ELI1000098) – October 2010.
- Note confirming the geological hypotheses for the civil engineering design of the underground facilities – EDF – (ref. EDTGG100511 B) - 2009.

- Compatibility of the STI disposal concept with reversible management – EDF – (ref. T29-2010-01705-FR) – 14 October 2010.
- Description of the structures in the STI 2009 underground architecture – EDF – (ref. IH HAVL STI/N1 00001 B BPE – October 2010.
- Surface facilities in the inclined drift area – Estimated investments – AREVA – (ref. NT 100496 00 0005 B) – 11 October 2010.
- STI – Feasibility and architecture of ventilation – EDF – (ref. ELIMF1000680 B BPE) – 2010.
- Surface facility in the inclined drift area and underground equipment – estimate of operating costs, periodical costs and decommissioning costs – AREVA – (ref. 011908/LTA/10.0039) – 8 October 2010.
- Design of the structures in the underground architecture – EDF – (ref. IH HAVL STI-N2 00001 C BPE) – December 2010.
- Useful lengths of high-level waste cavities (C5 module) – Influence on costs – EDF – (ref. IH HAVL STI-N2 00002 C BPE) – 25 February 2011.
- Determining the loading of high-level cavities (C0, CU3, C1, C5, C6 and C8) – EDF – (ref. IH HAVL STI-N2 00003 B BPE) – 25 January 2011.
- Assessment of the effect of the orientation of the disposal structures on the anisotropy of the initial stress conditions – EDF – (ref. IH HAVL STI-N2 00004 B BPE) – 19 January 2011.
- Assessment of stresses in the concrete in the access tunnel to the C5 packages when a peak in temperature is reached in the Geological Barrier – (ref. IH HAVL STI-N2 00005 B BPE) – 26 January 2011.
- Long-term safety studies in a normal development scenario (SEN) and a degraded development scenario (SEA) for the STI 2009 architecture – EDF – 2 February 2011.
- Technical note on deep disposal – Surface facilities – Conditioning/disposal process for LLIL and LLHL waste packages – Technical description – AREVA – (ref. NT 100496 20 0001 C) – 25 January 2011.
- Appropriateness of using a tunnelling machine to excavate the underground structures for the long-lived IL/HL waste project – EDF - (ref. IH HAVL STI-N2 0007 B BPE) – 7 February 2011.
- Effects of delayed behaviour on tunnel excavation – Alexandra Kleine – EDF/CIH Engineer.
- Modelling of excavation with consideration of the delayed effects and hydromechanical coupling – Roland Plassard, François Laigle, Roméo Fernandes, Albert Giraud and Dashnor Hoxha.
- Hydromechanical modeling of an underground excavation with an elastoviscoplastic behavior law and regularization – Roland Plassart, Roméo Fernandes, François Laigle, Albert Giraud and Dashnor Hoxha.
- Hydromechanical modeling of an excavation in an underground research laboratory with an elastoviscoplastic behavior law and regularization by second gradient of dilation - Roland Plassart, Roméo Fernandes, François Laigle, Albert Giraud and Dashnor Hoxha.
- Effect of delayed behaviour on tunnel excavation – Alexandra Kleine, François Laigle, Albert Giraud.
- Hydromechanical modelling of the delayed behaviour of underground structures – Application to the Meuse/Haute-Marne radioactive waste disposal facility laboratory - Roland Plassart, François Laigle, Albert Giraud and Dashnor Hoxha – Review of Tunnels and underground space – n° 225 – May/June 2011.



- An elastoplastic strain-softening constitutive model for deep rock – three-dimensional applications for nuclear waste repository problem – Alexandra Kleine, François Laigle, Albert Giraud.
- Digital modelling of the behaviour of underground structures through a viscoplastic approach – PhD thesis of Alexandra Kleine – 14 November 2007.
- Hydromechanical modelling of the behaviour of underground structures with an elastoviscoplastic model – PhD thesis of Roland Plassart – 15 December 2011.

# NATIONAL ASSESSMENT BOARD

---

President : **Jean-Claude DUPLESSY**

Vice-Presidents : **Emmanuel LEDOUX et Maurice LEROY**

Secretary general : **Maurice LAURENT**

Science consultant : **Claire KERBOUL**

Administrative secretary : **Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX**

[www.cne2.fr](http://www.cne2.fr)

# NATIONAL ASSESSMENT BOARD

Members of National Assessment Board :

**Jean-Claude DUPLESSY**

**Jean BAECHLER**

**Pierre BEREST**

**Yves BRECHET**

**Frank DECONINCK**

**Hubert DOUBRE\***

**Maurice LAURENT**

**Emmanuel LEDOUX**

**Maurice LEROY**

**Jacques PERCEBOIS**

**François ROURE**

**Claes THEGERSTRÖM**

Science consultant :

**Claire KERBOUL**

Honorary President :

**Bernard TISSOT**

Administrative secretary :

**Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX**

# NATIONAL ASSESSMENT BOARD

---

President : **Jean-Claude DUPLESSY**

Vice-Presidents : **Emmanuel LEDOUX et Maurice LEROY**

Secretary general : **Maurice LAURENT**

Science consultant : **Claire KERBOUL**

Administrative secretary : **Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX**

[www.cne2.fr](http://www.cne2.fr)